

TK 155.082

~~N-13~~

SZOLGÁLATI HASZNÁLATRA!

KFKI-1978-76

No: 6

NÉMETH A.

A ZR-6 KRITIKUS RENDSZER
TELJESÍTMÉNYÉNEK MEGHATÁROZÁSA
ÉS EGYES SUGÁRVÉDELMI
KÉRDÉSEINEK VIZSGÁLATA

Hungarian Academy of Sciences

CENTRAL
RESEARCH
INSTITUTE FOR
PHYSICS

BUDAPEST

2017

Bod Lászlónak e munka
lektore'nak.
Tisztelettel: Németh A.

KFKI-1978-76

KFKI (SzH)-1978-33

A ZR-6 KRITIKUS RENDSZER TELJESÍTMÉNYÉNEK MEGHATÁROZÁSA
ÉS EGYES SUGÁRVÉDELMI KÉRDÉSEINEK VIZSGÁLATA

Németh A.
Atomenergiái Kutató Intézet
Központi Fizikai Kutató Intézet

ABSTRACT

At a given configuration of the core of the ZR-6 critical assembly the radial and axial neutron flux distributions were measured with the help of the activity of fuel elements and the absolute value of the neutron flux was measured at a point using Au-foils. The power of the assembly was calculated with the use of these flux values.

The distribution of the dose intensity of the neutron and gamma radiation was measured in and around the hall of the ZR-6 assembly, the concentrations of the radio activity in the air of the hall and its surrounding and in the moderator were determined and the quantitative and qualitative relation of the fission products, leaving the pellets, were investigated.

АННОТАЦИЯ

На одной конфигурации активной зоны критической сборки ЗР-6 измерили аксиальное и радиальное распределение нейтронного потока с помощью активности ТВЭЛ-ов, и определили абсолютное значение нейтронного потока в одной точке золотыми фольгами. На основе этих измерений мы определили мощность сборки.

Измерили распределение интенсивности дозы нейтронного и γ -излучений в зале реактора ЗР-6 и в его окружности. Определили концентрацию радиоактивности в воздухе реакторного зала и его окружности, а также в замедлителе, и занимались качественным и количественным анализом продуктов деления выходящих из таблеток ТВЭЛ-ов.

KIVONAT

A ZR-6 kritikus rendszer egy adott zóna konfigurációjánál megmértük a sugár- és tengelyirányú neutron-fluxus eloszlást besugárzott fűtőelemek aktivitásának segítségével, és egy pontban meghatároztuk arany fóliák felhasználásával a neutron-fluxus abszolút értékét. Ezeket felhasználva kiszámítottuk a rendszer teljesítményét.

Megmértük a ZR-6 csarnokban és a csarnok környezetében a neutron- és gamma-sugárzás dózisintenzitásának eloszlását, meghatároztuk a csarnok és a környezet levegőjében, valamint a moderátorban lévő rádióaktivitás koncentrációját. Megvizsgáltuk a fűtőelem pasztillákból kilépő hasadási termékek mennyiségi és minőségi viszonyait.

Bevezetés

Ebben a munkában beszámolunk:

- I. - A ZR-6 kritikus rendszeren különböző teljesítményen elvégzett abszolút és relatív neutron-fluxus eloszlás méréséről,

- a fűtőelemekben keletkezett radioaktív hasadási termékek azonosításáról és egyesek mennyiségi értékeiről,

- a ZR-6 moderátor /desztillált víz/, valamint a csarnokban és a csarnok külső környezetében lévő levegő radioaktív szennyeződéséről, annak minőségéről és koncentrációjáról,

- valamint egyes sugárvédelmi vonatkozású kérdésekről;
- II. A ZR-6 kritikus rendszerben besugárzott fűtőelemek radioaktivitása két, egymástól független eljárással
- NaI/Tl/ detektorral és ionizációs kamrával - megmért értékeinek összevetéséről és
- III. az 1,6; 3,6 és 4,4%-os dúsítású fűtőelem pasztillák alfa- és gamma-sugárzás méréssel történő szétválogatásáról.

I.1. A ZR-6 teljesítményének meghatározása az aktív zóna
termikus neutron átlagfluxusának ismerete alapján

A ZR-6 kritikus rendszerben a termikus neutronfluxus abszolút értékének a meghatározását $\text{Au}^{197} / n, \gamma / \text{Au}^{198}$ magreakció 412 keV gamma sugárzásának mérése alapján végeztük el. A termikus neutronfluxus relatív eloszlását a fűtőelemek radioaktivitásának mérésével határoztuk meg. A radiális eloszlás meghatározásához a XXV-XXXV és 37-54 koordináták által határolt zónacikkben elhelyezett 65 db fűtőelemet, az axiális eloszlás meghatározásához pedig a XXXIV-38 koordinátájú helyen lévő fűtőelem pasztilláit használtuk fel. Az átlagfluxus meghatározása a mért radiális és axiális fluxuseloszlás felhasználásával történt. Az 1. ábrán a zónatérkép, a 2. ábrán egy axiális eloszlás látható. A 2. ábrán bemutatott axiális eloszláson jól látható, hogy a neutronfluxus hogyan csökken a moderátor szintje fölött különböző magasságokban. A termikus neutronfluxus abszolút értékének méréseit a 141/138-as zónában két esetben végeztük el a XXXIV-38-as koordinátájú fűtőelem felületén 24 cm magasságban.

A 12,7 mm-es rácsoztású zónában 1488 db 3,6%-os dúsítású fűtőelem és 31 db Eu_2O_3 abszorbensrud volt elhelyezve. A kritikus vízszint: 474,4 mm, hőmérséklet 20,1°C, a teljesítmény kétszerezési ideje $T_{2x}=45$ s és a besugárzás ideje 60 perc. Az Au fóliák átmérője 10 mm, vastagsága 0,02 mm, kadmiumborítása 0,5 mm. A fenti névleges teljesítményen - 5 W - besugárzott Au fóliák radioaktivitását egyrészt egy 4096 csatornás amplitudó analízátor és egy 45 cm^3 -es Ge/Li/ detektor segítségével /amely berendezés hatásfoka 10 cm távolságban 412 keV energiacsucsra: $\eta_p=1,11 \cdot 10^{-3}/$, másrészt egy egycsatornás amplitudó analízátor és egy 3×3

inch Na/Tl/ detektorral mértük meg. Az utóbbi berendezést /amelynek hatásfoka 20 mm távolságban a 412 keV energia-csucsra $\eta_D = 7,73 \cdot 10^{-2}$ / használtuk fel a relativ neutron-fluxus-eloszlás mérésére is, amely a 3. ábrán látható. A méréseknél használt Na^{22} , Mn^{54} , Co^{57} , Co^{60} , Y^{88} , Ba^{133} , Cs^{137} és Hg^{203} etalonok radioaktivitása /2-8/ $\pm 0,01$ uCi. A besugárzásánál a felfutási, vagyis a $T_{2x} = 45$ sec/ kétszerezési időt korrekcióba vettük.

A termikus neutronfluxus abszolút értékének számításánál Westcott-féle elv alapján [1], [2] figyelembe vettük a ZR-6 kritikus rendszer neutron hőmérsékletét, amely: $T = 355,3^\circ\text{K}$. A termikus neutronfluxus:

$$\Phi_{th} = \Phi_0 \sqrt{\frac{4T}{\pi T_0}}, \quad \text{ahol} \quad /1/$$

$$\Phi_0 = n_{th} v_0 \quad /a \text{ konvencionális fluxus értéke}/$$

$$n_{th} = a \text{ teljes neutronsűrűség}$$

$$v_0 = 2200 \text{ m/sec} \quad /a \text{ Maxwell eloszlás legvalószínűbb sebessége } T_0 = 293,6^\circ\text{K neutronhőmérsékleten}/.$$

Az /1/-es és a fentiek figyelembevétel után a vizsgált 141/138-as zóna XXXIV-38-as koordináta 240 mm magasságú pontján a

$$\Phi_{th} = 2,21 \pm 0,05 \cdot 10^8 \text{ n/cm}^2 \text{ s}.$$

Az Au-fóliák kadmiumviszonya:

$$R_{cd} = 1,58 \pm 0,03.$$

A fenti eredmény igen jól egyezik a [3] -ban ismerttetett korábbi mérés eredményeivel.

Az aktiv zóna sugara mentén végzett mérésekre a neutronfluxus átlagolási tényezője: $k_R = 0,737$. Az aktiv zóna magassága mentén végzett mérésekre a neutronfluxus átlagolási tényezője: $k_H = 0,785$.

A két átlagolási tényezóből adódó 0,5785-ös értéket a zóna egész tartományára - a zóna-szimmetria alapján - érvényesnek fogadjuk el. Ebből és az /1/-ből következik, hogy a termikus neutron átlagfluxus értéke a teljes zónára:

$$\bar{\Phi}_{th} = 1,03 \pm 0,05 \cdot 10^8 \text{ n/cm}^2 \text{ s.}$$

A termikus neutronfluxus átlagértékének ismerete alapján a teljesítmény [4] szerint:

$$N = \frac{1}{K} \cdot \frac{\bar{\Phi}_{th}}{13} \cdot m, \quad \text{ahol} \quad /2/$$

10

N = teljesítmény, /MW/

m = a hasadó anyag tömege /kg/

K = 2,691 /82°C-on, lásd a [4] -ben
SEC.1.30-as táblázat/.

A ZR-6 kritikus rendszerben 474,4 mm-es üzemi vízszint esetén az U^{235} tömege: 10,422 kg

Mindezek alapján a 141/138-as zóna esetén a ZR-6 teljesítménye:

$$N = 40 \pm 2 \text{ watt.}$$

A teljesítményre kapott értéket egy számítógépes program /NI-7000/ segítségével ellenőriztük.

A ZR-6 üzemeltetői - a kísérletek gyakorlata során kialakult - u.n. egyezményes teljesítményértéket adnak meg, amely érték a 141/138-as zónában mintegy nyolcszor kisebb a tényleges teljesítmény értéknél. A továbbiakban a tényleges teljesítmény értéket használjuk.

I.2. Gamma- és neutron-sugárzás dózisintenzitása a teljesítmény függvényében - a ZR-6 kritikus rendszer aktív zónájában

A gamma-sugárzás dózisát a 139/138-as és a 145/145-ös zónában két különböző helyen /a,b/ mértük meg a 0,1 - 20 W-os teljesítmény-tartományban.

A méréseket 2001C típusú dózisintenzitás mérőegységekkel végeztük el.

A mérések helye:

- a./ A zóna közepén lévő levegős csatornában az effektív moderátor szint közepén,
- b./ A felső rácslemez fölött 0,43 m-re.

A neutron dózis értékeit a csarnokban az aktiv zóna tengelyétől 4,3 m távolságban és 1,75 m magasságban elhelyezett - 2002B típusu Rem-mérő - detektorral mértük /21. ábra/. A detektort csak a szóródó neutronok érték el. A mérések eredményeit a 4/a, 4/b és 4/c ábrák mutatják. Jól látható, hogy a gamma-sugárzás dózisa 1 W esetén az a./ helyen ~ 50 R/h, a b./ helyen 0,12 R/h és a szóródó neutronok sugárzás-dózisa 0,1 Rem/h.

Az ábrákon jól látható, hogy a zóna belsejében lineáris, a zóna fölött pedig a lineárisnál meredekebb a dózisintenzitás változása. A lineáristól való eltérést a szórt sugárzás okozza. A 4/c ábrán a neutron dózisintenzitás 5 W-ig lineáris, magasabb teljesítménynél már lassabban emelkedik, - valószínűleg a műszerskála linearitási hibája miatt, ami $\pm 10\%$ -os.

Az 5/a és 5/b ábrákon bemutatjuk a 20 W-on 5 percig üzemelő kritikus rendszerben a gamma-sugárzásának a leállás utáni lebomlását. A lebomlást a leállás után 0,25-150 percig vizsgáltuk. A 20 W-hoz kb. 1000 R/h, míg a leállás után 0,25 perchez 400 R/h és 150 perchez 3 R/h érték volt mérhető.

A 6. ábrán bemutatjuk a leállás után a késő neutronok által létrehozott dózisintenzitást, amely az ábrából jól láthatóan a leállás után 180 sec múlva nullára csökken. A 7. ábra a felső rácslemez fölötti gamma-sugárzás leállás után csökkenését mutatja.

1.3 A ZR-6 kritikus rendszeren folyó besugárzások

A kritikus rendszernél folyó besugárzásokkal kapcsolatos műveleteket három fő csoportba lehet osztani:

- a./ fóliák, huzalok és fűtőelemek;
- b./ fűtőelem tabletták és pasztillák, illetve plutonium fóliák;
- c./ uranilnitráttal, plutoniumnitráttal átitatott, kb 0,5 μ Ci aktivitású papírfóliák valamint műanyagfóliás nyomdetektorok.

besugárzásra való előkészítése és besugárzás utáni kiszerelése. A leggyakrabban használt fóliák és huzal célanyagok: Au, Dy, Cu, In, Mn, U, Pu.

Az a./ csoportban említett fóliák, huzalok és fűtőelemek előkészítését és mérését C szintű laborokban végezzük. Az ebbe a csoportba tartozó munkák, műveletek elvégzéséhez munka-védőruhát és fehér cérnakesztyűt használnak.

A b./ és c./ csoportba tartozó műveleteket - urán szelektelése, furása, forgácsolása, csiszolása, plutonium fóliák vágása, forgácsolása és nyomdetektorok stb. formálása - egy B szintű laborban, indokolt esetben nyitott, vagy zárt elszívó fülkében végezzük. A besugárzott célanyagok mérése C szintű laborban történik. A b./ és c./ csoportba tartozó műveleteknél munka-védőruhán kívül védő köpenyt, kalucsnit, kesztyűt és szükség esetén védő álarcot használnak.

A kör, vagy hatszögletű urán és Pu²³⁹-es fóliák fűtőelemek felületére huzása vagy a fűtőelem tabletták közé helyezése és e helyekről való kiszerelése nagy szennyeződési veszéllyel járhat, ezért ezeket a műveleteket kellő gonddal kell végezni.

Az ilyen műveletek után a munkaalzatalokon és a kesztyük ujjbegyén mért alfa-sugárzó szennyeződés értékek a maximálisan megengedhető érték 1-10-szerese közé estek.

Alfa-sugárzó szennyeződés a ujonnan kicsomagolt fűtőelemek felületén dörzsmintavétel segítségével nem volt kimutatható.

A ZR-6 helyiségeiben, elsősorban az előkészítő laborban az alfa-sugárzók által okozott felületi szennyeződésnek ellenőrzését - néha - igen megnehezíti az, hogy a meteorológiai viszonyoktól függően a külső talaj felülete alfa-sugárzóval elszennyeződik.

Ennek a szennyeződésnek az értéke az egy év alatt napi mérésekkel meghatározott 0,5-1 alfa-részecske/perc háttér érték 50-100-szorosát is eléri. Ez a szennyeződés az utcai cipőn, ruhaneműn és kézfelületen könnyen behordható a ZR-6 helyiségeibe és ezekből a B szintű laborba. Ezt a külső eredetű szennyeződést viszont nagyon nehéz megkülönböztetni a belső urán és plutonium alfa-sugárzó szennyeződésétől. Ennek a külső alfa-sugárzó anyagnak az azonosítása, energiájának meghatározása még nem történt meg. A felezési ideje viszonylag rövid: $T_{1/2} = 60-100$ perc.

I.4. A ZR-6 csarnok és a B szintű labor levegőjének, valamint a külső levegőnek a radioaktivitása

A nyílt izotópokkal végzett munkafolyamatok és a ZR-6 1-100 W teljesítményen való üzemelése indokoltá tették a ZR-6 csarnok és a B szintű előkészítő helyiség levegője, valamint a külső levegő radioaktivitásának ellenőrzését.

A ZR-6 csarnok levegőjének szennyeződését megvizsgáltuk üzemelés alatti /1-100 W-on/ és üzemelés nélküli viszonyok esetében, s vele egyidejűleg a külső levegő természetes háttérét is mértük.

A vizsgálatnál FPP-25 tip. aerosol szűrőt használtunk. A szűrőmintáknak egyrészt az össz gamma-sugárzását mértük egy NK-225 tip. spektrométerrel és 3x3,5 inch NaI/Tl/ detektorral, másrészt felvettük a levegőminták gamma-sugárzásának spektrumát is, 45 cm³-es Ge/Li/ detektor és 4K típusu amplitudóanalizátor segítségével. Az FPP-25-ös aerosol szűrő hatásfoka $\eta_D = 99,5$. A levegőminták 6-10 m³-esek voltak. A berendezések hitelesítésére a korábban leírt etalonokat használtuk. Az 1-es táblázatban közöljük a levegőmintákon mért koncentráció értékeit.

1. táblázat

A ZR-6 csarnokban különböző időben és teljesítményszinten vett levegőminták és a külső levegő /háttér/ gamma-sugárzás koncentrációi / $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ /			
	Üzem alatti	Üzem nélküli	Természetes külső háttér
Maximális	$11 \cdot 10^{-10}$	$8 \cdot 10^{-10}$	$0,9 \cdot 10^{-10}$
Minimális.	$1,1 \cdot 10^{-10}$	$1,5 \cdot 10^{-10}$	$0,1 \cdot 10^{-10}$
Átlag	$4,2 \cdot 10^{-10}$	$4,3 \cdot 10^{-10}$	$0,3 \cdot 10^{-10}$

A táblázathoz tájékoztatásul megadjuk, hogy ismeretlen összetételű radioaktív izotópkeverék levegőben megengedhető maximális koncentráció értéke: $5 \cdot 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$.

A 8/a és a 8/b ábrán bemutatjuk a külső levegőn, a 9/a és a 9/b ábrán a csarnokban vett levegőminták gamma-sugárzásának spektrumát. A csarnokban üzem alatti és üzem nélküli viszonyok esetén vett levegőminták átlagos koncentrációi lényegében egyenlők, míg a velük egyidőben vett külső levegőminták koncentrációja - természetes háttér - több mint egy nagyságrenddel alacsonyabb. Az eltérés szembeütő. Ennek az az oka, hogy az előkészítő laborban, amely összenyitható a csarnokkal, állandóan több kg nyitott uránpasztilla és tableta van elhelyezve. Megállapítható az is a 8/a és a 8/b, valamint a 9/a és a 9/b ábrákból, hogy a szabadban és a ZR-6 csarnokban vett levegőminták gamma-sugárzás spektrumában azonos radioaktív izotópok vannak jelen. Ezek az uránból származó radon és annak leányelemei a $\text{Pb}^{214}/\text{RaB}/$ és $\text{Bi}^{214}/\text{RaC}/$.

Összevetésképpen megemlítjük, hogy korábbi mérések szerint a 3,2 MW-on üzemelő VVR-SzM kísérleti atomreaktornál a szellőző kéményen eltávozó levegőben az Ar^{41} koncentrációja $5 \cdot 10^{-6} \text{ uCi/cm}^3$ /a megengedhető maximális érték levegőben $2 \cdot 10^{-6} \text{ uCi/cm}^3$ /, a Cs^{138} -é $1 \cdot 10^{-11} \text{ uCi/cm}^3$ /a megengedhető max. érték $1 \cdot 10^{-7} \text{ uCi/cm}^3$ /. Az egyéb hasadási termékek koncentrációi ennél is alacsonyabban. A 10. ábrán bemutatjuk a VVR-SzM gáztalanítójából /DK-09/ vett 10 literes gázminta gamma-sugárzás spektrumát. Az ábrán látható spektrumban az uralkodó az Ar^{41} , de a Cs^{138} és a Ba^{139} energiacsúcsai is megtalálhatók.

A B szintű előkészítőből auto-levegőszűrőn át a szabadba távozó levegő alfa-sugárzó radioaktív szennyeződésének vizsgálata során naponta 18-30 m^3 -es levegőből mintát készítettünk. A levegőminták mérését a mintavétel után 7-10 nap múlva végeztük el egy NK-225 típusi spektrométerrel

és egy cinkszulfid kristálydetektorral. A mérőberendezés hátttere $1 \pm 0,2$ alfa-részecske/100 s, hatásfoka $m_D = 0,1 - 0,15$ közé esett. A használt etalon Pu^{239} $1 \pm 0,01$ μCi -s volt. A mérések eredményeit a 2. táblázat tartalmazza.

2. táblázat

A B szintű laborhelyiségből a szabadba távozó levegő alfa-sugárzó radioaktív szennyeződése $/\mu Ci/cm^3/$		
Maximális	Minimális	Átlag
$1,2 \cdot 10^{-12}$	$0,1 \cdot 10^{-12}$	$0,4 \cdot 10^{-12}$

A 2. táblázat adatainak értékeléséhez az alábbi adatokat közöljük:

a megeng. max. érték levegőben	Pu^{239} -re	: $2 \cdot 10^{-12} \mu Ci/cm^3$
"	"	egésztestben Pu^{239} -re: $0,04 \mu Ci = 0,67 \mu gr$
"	"	természetes U-ra : $60 \cdot 10^{-12} \mu Ci/cm^3$ /levegőben/
"	"	egésztestben term.U : $0,005 \mu Ci = 15 mgr$
"	"	levegőben ismeretlen alfasugárzóra : $0,6 \cdot 10^{-12} \mu Ci/cm^3$

A mérések alapján kimondható, hogy a vizsgált időszak alatt az előkészítő laborhelyiségből és az előkészítőben lévő nyitott és zárt kezelőfülkéből az elszívás során a szabad levegőbe távozó alfa-sugárzó szennyeződés mértéke minden

egy eseten alatta van a levegőben Pu^{239} -re és az U-ra megengedhető maximális értékek. A fenti koncentráció-értékek ellenére a szellőző rendszer kimenő ágában mégis indokoltnak látszik az FPP-25 típusu aerosol szűrő beépítése, mert a használt SKODA auto-levegőszűrő aerosol szűrési hatásfoka alfa-sugárzásra optimális esetben 5-9%-os. Ezért autoszűrőt nem ajánlatos alkalmazni az atomtechnikai iparban és radioaktív izotóplaboratóriumokban aerosolok szűrésére.

1.5. A moderátor radioaktivitásának vizsgálata

A ZR-6 kritikus rendszernél a moderátor desztillált víz. A kritikus rendszer moderátorában radioaktív szennyeződést az urán hasadási termékek, a kritikus rendszer szerkezeti anyagai és a kísérleteknél használt célanyagok okozhatnak.

A moderátorba hasadási termékek kerülhetnek egyrészt úgy, hogy a fűtőelemek felülete uránnal szennyezett, másrészt úgy, hogy a fűtőelemek zárótokozatán mikro, esetleg makro repedések keletkeznek. Az urán hasadási termékei négy csoportba sorolhatók:

- 1./ Nemesgázok: Kr, Xe;
- 2./ Nagy gőznyomású termékek: J, Br;
- 3./ Magas hőmérsékleten gőz alakúvá váló termékek: Ru, Cs, Te;
- 4./ Szilárd stabil termékek és oxidjaik: Ce, Sr, Zr.

A ZR-6 kritikus rendszer üzemelési viszonyai között a moderátor radioaktivitásának vizsgálata során hasadási terméket nem tudtunk kimutatni.

A moderátor mechanikai és kémiai hatása a szerkezeti anyagok felületéről mikrorészecskéket választ le, amelyek a kritikus rendszer aktív zónájában felaktiválódhatnak. Ha a moderátorban lévő radioaktív szennyeződés vizsgálatára eléggé érzékeny módszert és mérőberendezést használunk, akkor elérhető, hogy még kis koncentrációban $/10^{-7} \text{ uCi/cm}^3/$ jelenlévő radioaktív szennyeződések viszonylag gyorsan $/1 \text{ óra/}$ meghatározhatók. A gamma-sugárzás spektruma alapján a moderátorban a Na^{24} és Mg^{27} izotópja volt meghatározható $/11. \text{ ábra}/$. A Na^{24} koncentrációja - 100 W-on $2-3^h$ üzemidő után - $1,1 \cdot 10^{-6} \text{ uCi/cm}^3$. Ez az érték 1-60 W teljesítményen való üzemelés esetén $10^{-7} - 10^{-8} \text{ uCi/cm}^3$ között változik. Ez jó közelítéssel egybeesik egy korábbi időben a 3,2 MW-on üzemelő VVR-SzM reaktor primer hűtőkörének vizében mért Na^{24} koncentráció értékekkel, amik $1-5 \cdot 10^{-2} \text{ uCi/cm}^3$ közé estek. A 12. és 13. sz. ábrán a 3,2 MW-on üzemelő VVR-SzM reaktor primer hűtőkörének vizéből felvett gamma-sugárzás spektrumok láthatók. Az üzemelő reaktorból vett vizminta mérése a 12. sz. ábrához 10 perccel, a 13. sz. ábrához 50 órával a mintavételezés után kezdődött.

A 12. sz. ábrán jól láthatók az egyes szennyező anyagoktól $/\text{Na}^{24}, \text{Mg}^{27}, \text{Cr}^{51}, \text{Cu}^{64}/$ és hasadási termékektől $/\text{I}^{133}$ és $\text{B}^{139}/$ származó gamma-sugárzás csúcsok. Az I^{133} koncentrációjára kapott érték: $1,3 \cdot 10^{-4} \text{ uCi/cm}^3$. A 13. sz. ábrán a Np^{239} izotóptól származó energia-csúcsok láthatók. Itt a Np^{239} koncentrációja $4 \cdot 10^{-6} \text{ uCi/cm}^3$.

I.6. A fűtőelem-tabletták hasadási termékeinek vizsgálata

Az egyik zónakonfiguráció "életében" egy fűtőelemhurkot alakítottunk ki annak érdekében, hogy 10-200 W-os teljesítményszinten vizsgálhassuk a fűtőelemhurokban lévő tablettákból üzemi viszonyok mellett kidiffundáló hasadási

termékeket. A 14. sz. ábrán látható a hurok, a szűrőrendszer, a levegő mennyiségmérővel. A vizsgálatoknál a fűtőelem hurkon a szabadból levegőt szivattunk át, amivel folyamatosan átöblítettük. A fűtőelem hurkon átszivatott levegőt levegőmintavételezés céljából szűrtük. A szűrőberendezés 1 réteg FPP-25 típusu nemezelt finomszálas aerosol-szűrőt és 10 réteg - rétegenként 5 mm vastag - granulált aktív szén-szűrőt tartalmazott. A szűrők átmérője 50 mm. Az átszivatott levegőmennyiség 4-5 m³/óra. A szűrőberendezés hatásfokának a szűrőréteg vastagságától való függése a 14/a sz. ábrán látható. Az alkalmazott szűrőberendezés hatásfoka: $\eta_{Sz} = 99,5\%$.

A levegőminták radioaktív koncentrációjának meghatározásához ismét NK-225 tip. spektrométert és 3x3,5 inch NaI/Tl/ detektort, valamint urán és Cs¹³⁷ etalonokat használtunk. Gamma-sugárzásának spektrumát pedig 4K sokcsatornás amplitudó analizátorral és 45 cm³ Ge/Li/ detektorral vettük fel.

A fűtőelemhurokból vett levegőminták koncentrációjának a teljesítményszinttől függő változása látható a 3. táblázatban.

3. táblázat

A fűtőelem hurokból különböző teljesítményen azonos ideig vett levegőminták koncentráció értékei / $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ /				
Teljesítmény W-ban	10	50	100	200
Koncentráció 10^{-9}	23	141	271	510

A 15. ábrán látható, hogy a vizsgált tartományban a koncentrációváltozás lineáris. A fűtőelem hurokból vett levegőminták gamma-sugárzásának spektruma a 16/a és 16/b ábrákon látható, amelyben az alábbi hasadási termékek izotópjait azonosítottuk: Sr^{92} , Mo^{101} , Te^{101} , I^{133} , I^{134} , I^{135} , Xe^{135} , Cs^{138} és Ba^{139} .

A fenti vizsgálatok eredményeit összevethetjük a ZR-4 kritikus rendszer fűtőelemeinek anyagán végzett hasonló jellegű mérésekével [6]. Az összevetésből az adódik, hogy azonos reaktorteljesítménynél a ZR-6 fűtőelemek tablettáiból kilépő hasadási termékek koncentrációja nem éri el a ZR-4 esetében mért értékek 4%-át sem. Ez az eltérés érthető, ha figyelembe vesszük, hogy a ZR-6 fűtőelemei VVER-típusú UO_2 kerámia tabletták, a ZR-4 fűtőelemek pedig polietilén és U_3O_8 homogén keverékéből préseléssel készültek.

A 17. ábrán bemutatjuk a 10-200 W közötti teljesítményeken 330 percig üzemelő ZR-6 leállása után a hurok tablettáiból kidiffundáló hasadási termékek által létrehozott radioaktív koncentráció csökkenését. Az ábrán látható, hogy a koncentráció mintegy 90 perc alatt a kezdeti érték 2-3%-ára csökken.

A bontható fűtőelemek besugárzás utáni felbontása a hasadási termékek miatt bizonyos inkorporációs veszéllyel jár. Ha figyelembe vesszük a B szintű labor és a benne lévő bontófülke elszívását, a fűtőelem csőből kitöltött tabletták távolságát a munkát végző személyektől, akkor a koncentráció felhígulás miatt 10^{-5} - 10^{-6} részére csökken.

Ha a felbontás a besugárzás után 5-10 perc múlva következik be, akkor a koncentráció 10^{-11} - 10^{-12} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ -re

higul fel, ami jóval alatta van a levegőre megengedhető maximális értéknek, amely $5 \cdot 10^{-10} \text{ uCi/cm}^3$. A fűtőelemek felbontásánál vett levegőminták mérése igazolta a fenti értékeket.

1.7. A ZR-6 kritikus rendszeren folyó munkákkal összefüggő sugárvédelmi vonatkozású kérdések

A ZR-6 teljesítménye általában tizedwattos teljesítményszinttől kb. 100 W-ig változik. A mérési igények szerint a leggyakoribb üzemelés szintjei: 0,5, 1, 2, 5, 10, 50 és 100 W. Naponként egy-két esetben van besugárzás és esetenként 15-300 percig tart. A fenti teljesítményszintek esetén a ZR-6 csarnok védelmi fala és rendszere biztosítja a közvetlen környezetében is a MSz-62-75 szabvány, stb. által előírt sugárvédelmi előírások betarthatóságát. A gamma-sugárzás mérésére 4 db beépített 2001C tip. GM-csőves gamma-sugárzás mérő /0,1 mR/h-tól 1000 R/h-ig terjedő méréshatárral/ és 1 db 1 literes ionizációs kamrás pikoampermérő szolgál. 0,025 eV és 17 MeV közötti energiájú neutronok sugárzását 2 db 2002B tip. Rem-mérő méri a 0,1 mRem/h-tól 10.000 mRem/h-ig terjedő dózistartományban. A fenti beépített műszereken kívül - VA-J15A, RUSZT és RUP típusu hordozható alfa-, beta, gamma- és neutron-sugárzás mérőket is használunk. A levegőben és felületeken lévő radioaktív szennyeződések /alfa- beta- és gamma-sugárzók/ koncentrációinak vizsgálatára megfelelő érzékenységű szcintillációs detektort és mérőberendezést használunk, amelyekkel jól mérhető a megengedett maximális értékek 0,1 - 0,01 is. A beépített műszereink állítható szintjelzővel vannak ellátva. Fény- és hang riasztó jelet adnak, vonaliróra és külső számlálóra kapcsolhatók.

A beépített műszerek detektorainak az aktív zónától mért távolsága a következő:

a./ gamma-sugárzás mérők

- 1 GM csöves detektor a felső zónarács fölött 0,43 m-re
- 1 GM csöves detektor a felső zónarács fölött 4,0 m-re
- 1 ionizációs kamra a felső zónarács fölött 5,0 m-re
- 1 GM csöves detektor a csarnok falán a zónától 4,3 m-re

b./ neutron-sugárzás mérők

- 1 speciális BF_3 -as cső a csarnok falán a zónától 4,3 m-re /Lásd a 21-es ábrát/
- 1 speciális BF_3 -as cső hordozható.

Az 1 W teljesítményre eső dózisintenzitási szint - ha a H_{eff} kb. 350 mm - a felső zónarácstól 0,43 m-re elhelyezett detektornál 100 mR/h, a 4,3 m-re lévő detektornál 20 mR/h és a 4,3 m-re elhelyezett neutron detektornál 100 mRem/h.

Az aktív zónától kb. 5,5 m-re van a csarnok bejáratí tolókapuja. A kapu sugárvédelmi okokból 15 cm-es vas és 10 cm-es paraffin rétegből készült. A kapu felületén 1 W-os reaktor teljesítménynél $/H_{\text{eff}} = 350 \text{ mm}/$ a mérhető dózisértékek: 0,25-0,3 mR/h, illetve 0,5-0,6 mRem/h. A kapu a mérések szerint elnyeli - az aktív zónából érkező - gamma-sugárzás 95%-át és a neutron-sugárzás 98%-át.

Kritikussági kísérleteknél amikor a ZR-6 teljesítménye kb. 0,01 W lehet, akkor a csarnok falán elhelyezett detektorok szerint a neutron dózis értéke 0,6-1,0 mRem/h, a gamma-sugárzásé viszont a mindenkori háttér szintbe esik.

A ZR-6 csarnokban a neutronok által létrehozott dózisintenzitás - $H_{eff} \sim 350$ mm - 6-7-szerese az ugyanazon a helyen és időben mért gamma-sugárzás dózisintenzitásának. Viszont a csarnokon kívül a védelmi fal külső felületén és tőle távolabb mindössze 2,5-3-szorosa. Ha felső reflektorral üzemel a ZR-6 akkor nincs eltérés. A ZR-6 kritikus rendszernél tehát az 1 W-re eső gamma-sugárzás és neutron-sugárzás dózisintenzitása függ a H_{eff} -től.
/Lásd a 18/a és 18/b ábrákat./

A 19. ábrán bemutatjuk - N.G.Guszev alapján - a víz első felező rétegének függését a gamma-sugárzás energiáitól. Az ábrán látható a víznek a gamma-sugárzás energiáival szemben némi anomáliás viselkedése, amellyel a 18/a és 18/b ábrákon bemutatott mérési eredmények összhangban vannak.

A ZR-6 épületén kívül, de a védelmi területen belül 1 W teljesítménynél az épület előtti és melletti utakon a dózisintenzitás 0,04 mR/h és 0,1 mRem/h. A kerítés vonalában a 2-es kapunál 0,03 mR/h és 0,2 mRem/h dózisintenzitás mérhető. A neutron-sugárzás dózisintenzitásának ez az emelkedése a csarnok mennyezetének szintje alatt lévő ablakon való kiszóródás miatt állt elő. A 20-as ábrán a XIX. épületet és környékét mutatja be. Az ábrán néhány mért dózisintenzitás értéket is feltüntettünk.

Egy-egy besugárzási művelethez 2-100 db fűtőelemnek az aktiv zónába való be- illetve kirakása fordul elő. A besugárzásnál használatos fűtőelem kötegek 7, 13, 19, 23 db fűtőelemet tartalmazhatnak. A fűtőelemek és fűtőelem kötegek kirakása a teljesítményszinttől és a besugárzási időtől függően 30-90 perces pihentetés után kezdődik. A kirakott fűtőelemek felületén 50-800 mR/h, a fűtőelem kötegek felületén pedig 200-12000 mR/h dózisintenzitás volt mérhető. A fűtőelemektől illetve a fűtőelem kötegektől 1 m-re mért dózisintenzitás a felületen mért értéknek kb. 1,5%-a. A besugárzott fóliák, huzalok, tabletták beta-sugárzása kb. 10 cm-es távolságban a megengedett maximális érték 5-500-szorosát érte el.

A fűtőelemnek az aktiv zónába történő be- illetve kirakása darabonként 5-5 s, a kötegeké 8-12 s időt igényel. Egy 19 db-os köteg szétszerelése 120-150 s, egy fűtőelemnek a kötegből való kiszzerelése 60-100 s-ot vesz igénybe. Egy-egy köteg előkészítésére 20-30 percre van szükség. A zóna lezárásához szükséges kadmiumabszorbens zónába való behelyezése általában 1 perc. A fűtőelemek felületéről 1 db fólia leszedése 1 perc, míg a fűtőelem bontása és a tabletták közül a fóliák kiszzerelése 15-20 perc időt igényelhet.

30 W-on 3-4 órás üzemelésnél a leállás után 90 perccel a rácslemezen a szabad furatok mezőjében 50-60 mR/h, a rácslemez tömör felületén 200-220 mR/h, az akna és a zónatartály fala között a rácslemez síkjában 600 mR/h dózisintenzitás mérhető.

Látható, hogy a zónaközéptől kifelé egy nagyságrenddel növekszik a dózisintenzitás szintje, mivel mind kevésbé érvényesül a fűtőelemek árnyékoló hatása. A fenti besugárzás után a zónakorláttól 1m-re 1 m magasságban 20-22 mR/h, - az indulás előtti szint 0,5-1 mR/h - volt mérhető. A 30 W-on 1 órás üzemelésnél a leállás után 30 perccel a felső rácslemez tömör felületén 45-50 mR/h és 1-3 napos üzemszünet után 1-4 mR/h volt mérhető.

A 21-es ábrán a ZR-6 csarnok az aknával, az aknában lévő zónatartály az aktív zónával és az 1, 2, 3, 4, 5 és 6 mérőpontok, valamint a mért dózisintenzitás értékek láthatók. A 2, 3, 4, 5, 6 mérőpontok az aktív zóna rácslemeze fölött 50 cm-re, vagyis a padozat síkjában vannak, míg az 1 mérőpont a rácslemez felületén, középen van. A fenti mérőpontokban 1 W teljesítménynél az alábbi értékeket mértük:

1. mérőpont	1000 mR/h
2. "	250 "
3. "	150 "
4. "	60 "
5. "	40 "
6. "	40-50 "

A 4/a, 4/b, 4/c és 4/d táblázatokban összegyűjtve közöljük az egyes sugárvédelmi mérések fontosabb adatait.

4/a táblázat

Fűtőelem, ill. fűtőelemköteg gamma-sug. dózisintenzitása - 90, 60, 40 perc pihentetés után -.				
Fűtőelem /mR/h/			Fűtőelemköteg /7-23 elem/ /mR/h/	
	Minimum	Maximum	Minimum	Maximum
Felü- leten	50	800	200	12000
1 m tá- volság	0,6	8-10	2-2,5	120-150

4/b táblázat

1 W esetén a ZR-6 csarnok bejárati tolóajtó - zárt álla- potban - külső felületén	
gamma-sugárzás /mR/h/	neutron-sugárzás /mRem/h/
0,2-0,3	0,5-0,6

4/c táblázat

Neutron-sugárzás által létrehozott dózisintenzitása és a vele egyidőben, azonos helyen mért gamma-sugárzás dózisintenzitása	
ZR-6 csarnokban	Csarnok védelmi falán kívül
gamma-sugárzás 1 /mR/h/	gamma-sugárzás 1 /mR/h/
neutron-sug. 6-7 /mRem/h/	neutron-sug. 2,5-3 /mRem/h/

4 /d táblázat

Gamma-sugárzás dózisintenzitása 30 Watt/3 ^h besugárzás esetén - a leállás után 90 perccel - .		
A rácslemez furatok mezőjében /mR/h/	Rácslemez tömör fe- lületén /mR/h/	Rácslemez-akna kö- zötti síkban /mR/h/
50-60	200-220	550-600

A ZR-6 kritikus rendszer 5Ci-s Pu-Be indítóforrása a zónaközéptől 17 cm-re, a zóna alatt 120 cm-re van elhelyezve. Indításkor ebből a tároló helyzetéből az alsó rácslemezig van felhuzva. Ekkor - viz nélküli esetben - a legfelső rácslemez felületén, vagyis a forrástól 140 cm-re 5 mRem/h neutront dózis mérhető. Ha az indítóforrás a tároló helyzetben van, vagyis 260 cm-re, akkor a dózis 1 mRem/h. Ezért a rácslemez felületén folyó munkáknál, a be- és kirakásnál a fenti 1-5 mRem/h neutron dózist is figyelembe kell venni. A BV-rud vezető csöve, a rácslemezek a zónában felaktiválódnak. Az egyévi üzemidő után 0,5-2 mR/h gamma-sugárzás dózisszint mérhető a felületeken.

Az aktiv zónánál a be- illetve kirakást valamint egyéb műveleteket végző személyek a műszeres mérések szerint egy-egy alkalommal egésztestre: 1-5, maximum 10 mR dózist szenvednek el.

A ZR-6-on folyó kísérletek programjának megfelelően különböző abszorbens elemek hatását is vizsgálják. Az europium abszorbens elemek az aktiv zónában jelentősen felaktiválódtak, ezért erősen radioaktív sugárzó anyagként kell kezelni őket.

A fűtőelem tablettáknak cirkónium csövekbe való betöltése és a csövekből való kiserelése gyakran a tabletták sérülésével jár. A tabletták porlódása, repedése, törése, egy-egy darabjának leválása miatt előfordulhat, hogy a cirkóniumcsőbe beszorulnak és csak a cső több darabra való szétfűrészselése után lehet a tablettákat kiserelni.

Ez egy rendkívül nagy elszennyeződési és inkorporációs veszéllyel járó munkafolyamat. A tablettáknak szintelen lakkal való bevonásával csökkenthető volt a törések száma.

A reaktorkinetikai méréseknél a neutronokat egy impulzus üzemi neutrongenerátor termeli. A 17 Hz pulzálási frekvencia melletti üzemelés esetén a csarnok sugárvédelmi tolókapujánál sem zárt, sem nyitott állapotban gamma- és neutron-sugárzás nem mérhető. Viszont a zónarács fölött a padozat síkjában 2 mR/h és 6-8 mRem/h dózisszint mérhető, amikor a neutrongenerátor felett kb. 50 cm vígréteg és 100 cm levegőréteg van.

A ZR-6 kritikus rendszer mellett dolgozók által az 1973. szeptember 1-től 1977. augusztus 31-ig terjedő időben évenként egésztestre elszennvedett külső gamma-sugárzás dózis - a Sugárvédelmi Főosztály kimutatása szerint - személyenként minimum 100, maximum 620 mR, kézre-lábra 150-460 mR. A beta-sugárzásból kézre-lábra elszennvedett dózis 100-440 mRad. Ezeknek a dózisoknak a mérése Kodak filmdoziméterekkel történt.

A filmdoziméterek besugárzása a munka természetéből adódóan szakaszosan történik meg, nagyjából 1-2 hónapig is eltarthat. Ugyanakkor viszont a kiértékeléshez használt filmek hitelesítését rövid ideig tartó direkt sugárzással végzik el.

Annak eldöntésére, hogy a filmdoziméterek és a hitelesítő filmek eltérő jellegű besugárzása befolyásolja-e a mért dózisértékeket és hogy a ZR-6 viszonyai között milyen a

filmdoziméterek pontossága, az alábbi vizsgálatot végeztük: Kodak filmeket egy 5 mCi-s Ra^{226} és egy 1 mCi-s Co^{60} sugárforrás egyidejű alkalmazásával különböző ideig és különböző távolságról besugároztuk. A besugárzásokkal egyidejűleg egy a forrásoktól a filmekkel azonos távolságra elhelyezett VA-I-15.2A típusu ionizációs kamrás műszerrel mértük a gamma-sugárzás dózisát. A dózisértékeket számítással is meghatároztuk. A besugárzott film-dózismérőket az OSSKI-ban értékeltük ki. A filmekkel mért dózisértékek 60-500 mR közés estek. A filmekben az OSSKI-ban kiértékelt értékek és az általunk számított és ionizációs kamrával mért értékek $\pm 5\%$ -on belül megegyeztek. A vizsgálatokból megállapítható, hogy ezek a filmdoziméterek a ZR-6 kritikus rendszernél megbízhatóan alkalmazhatóak.

Ha a ZR-6 kritikus rendszer üzemel, akkor a mellette dolgozókat a külső gamma-sugárzás mellett neutron-sugárzás is érheti.

Azokban a helyiségekben azonban, ahol a neutron dózis viszonylag nagy /csarnok, előkészítő, B-szintű labor, szellőzőgépház/ üzemidő alatt rendszeres munka nem folyik.

Összefoglalásképpen megállapítható, hogy a ZR-6 mellett dolgozó munkatársak által - figyelembe véve a kevert sugárzást - egésztestre elszenvedett dózis a megengedhető maximális értéknek 20-25%-a.

A ZR-6-nál folyó nyílt izotópos munkáknál az uránoxid és a Pu^{239} felhasználása jelenti a legnagyobb gondot. Ezeknek az esetleges inkorporációja - toxikus hatásuk és alfa-sugárzásuk miatt - rendkívül nagy veszélyt jelentene.

Annak ellenőrzése, hogy bekövetkezett-e ilyen inkorporáció a Sugárvédelmi Főosztály egésztest-számlálójával történik. Az érintett személyek ellenőrző mérése évente legalább egyszer megtörténik. Az egésztest számláló mérőrendszer érzékenysége uránnál - 40-200 keV energiatartományban - a megengedhető maximális érték, Pu^{239} -re azonban a megengedhető maximális érték többszörösének kimutatását teszi csak lehetővé.

A munkatársakon több éven át végzett ellenőrző mérések sem urán, sem Pu^{239} inkorporációját nem mutatták ki. Csupán a szervezetben általában jelenlévő K^{40} és a légköri szennyeződések miatt a szervezetben feldusult Cs^{137} átlagos koncentrációja volt kimutatható.

II. A ZR-6 kritikus rendszerben besugárzott fűtőelemek radioaktivitásának mért értékei két, egymástól független mérési eljárással végzett mérések alapján.

A ZR-6 kritikus rendszerben besugárzott azonos dúsítású 60 db fűtőelem radioaktivitását két egymástól független mérési eljárás alapján mértük meg. A két mérési eljárás: 1./ NaI/Tl/ detektoros,

2./ ionizációs kamrás mérőrendszer

alkalmazása volt. A 3x3 inch-es NaI/Tl/ detektorral rendelkező mérőrendszer a fűtőelemből egy 40x10 mm-es ablakon keresztül érkező gamma-sugárzásnak a 600-900 keV energiatartományba eső részét mérte. Az ablak előtt a forgatott fűtőelemnek a változó effektív moderátorszint

magasság feléhez eső része helyezkedett el. A normál levegővel töltött 1020 mm hosszú és 190 mm \emptyset -jű ionizációs kamrával a fűtőelemek teljes hosszából érkező, a teljes energiatartományt felölelő gamma-sugárzások által kiváltott ionizációs áramot - egy pikoampermérő segítségével mértük, amit vonalíróval mm-es papírra kirajzoltunk. A mérések a két mérési eljárással párhuzamosan történtek: egy fűtőelemnek az ionizációs kamrával történő mérése - a NaI/Tl/ detektorral történt mérése után 10-15 perccel később került sor. Mindkét eljárásnál a hátterek levonása, a bomlási és a holtidő korrekció figyelembevételére után egy meghatározott, a zónarács középpontja közelében lévő - monitorként is használt - fűtőelemre normáltuk. A NaI/Tl/ detektoros mérések közepes /standard/ hibája: 0,3-1%, az ionizációs áram mérések hibája: 0,25-1% közé esik. Ilyen méréseket két esetben végeztünk.

A 22-es ábrán bemutatjuk az ionizációs kamra hossztengely menti érzékenységeinek eloszlását Ra^{226} -ra /5 mCi/. Az alábbiakban az 5/a és 5/b táblázatokban mutatjuk be a két különböző - egymástól független - mérési módszerrel kapott eredmények összevetését és azoknak egymástól való eltérését.

A táblázatokból jól látható, hogy a két egymástól független módszerrel mért értékek, a 60 db fűtőelem közül kevesebb, mint felénél térnek el 1%-nál jobban és a maximális eltérés is kisebb, mint 2,6%. Mindezekből megállapítható, hogy a két független mérési eljárás egyenértékűen használható az aktív zóna relatív neutronfluxus eloszlásának meghatározására.

5/a táblázat

A ZR-6 kritikus rendszer fűtőelemei radioaktív-
tásának mérése az aktiv zóna relatív neutronfluxus
eloszlásának meghatározásához.

Normálva: XXXV-38 koordinátapont 7.számú fűtőele-
mére

I_1 a NaI/Tl/ detektorral végzett mérések normálás utáni értéke

I_2 az ionizációs kamrával végzett mérések normálás utáni értéke

$I_1 - I_2$ a két egymástól független mérési elv alapján kapott elté-
rés.

Fűtőelem sorszáma	Koordináták	I_1 mérése NaI/Tl/ krist.	I_2 mérése ion.kamrá- val	$I_1 - I_2$ eltérés
1.	2.	3.	4.	5.
1.	37-37	0.907638	0.9091125	+0.00149
2.	37-38	0.913599	0.914157	+0.00055
3.	36-37	0.981570	0.982394	+0.000824
4.	36-38	0.928264	0.946459	+0.018195
5.	37-40	0.980530	0.961879	-0.018651
6.	36-39	0.969722	0.959509	-0.00771
7.	35-38	1.00000	0.993993	-0.00600
8.	37-41	0.997305	1.011564	+0.014259
9.	36-40	1.044012	1.044012	0.00000
10.	35-39	0.988958	1.00000	+0.011042
11.	34-38	0.986168	0.957265	-0.028902
12.	38-43	1.216928	1.211930	-0.004997
13.	36-41	1.065747	1.058826	-0.00692
14.	35-40	1.05420	1.051803	-0.00239
15.	37-43	1.280643	1.276503	-0.00414
16.	36-42	1.227516	1.213705	-0.01381
17.	35-41	1.262852	1.23952	-0.023332
18.	34-40	1.16701	1.174513	+0.007503
19.	33-39	1.16436	1.159030	-0.005329
20.	39-46	2.08399	2.078743	-0.005247
21.	38-45	1.727969	1.708400	-0.019568
22.	37-44	1.533712	1.530542	-0.003169
23.	36-43	1.490121	1.473915	-0.016205
24.	35-42	1.418196	1.417246	-0.000949
25.	34-41	1.39573	1.385362	-0.010367
26.	33-40	1.421579	1.40740	-0.014178
27.	38-40	2.184441	2.171071	-0.013369
28.	37-45	1.849388	1.833076	-0.016311
29.	36-44	1.748344	1.744053	-0.004290
30.	35-43	1.711639	1.693345	-0.018293
31.	34-42	1.678757	1.660155	-0.018600

5/b táblázat

1.	2.	3.	4.	5.
32.	33-41	1.642779	1.660062	+0.017283
33.	39-48	2.14623	2.128656	-0.017573
34.	37-46	2.451839	2.422404	-0.025448
35.	36-45	2.214131	2.200902	-0.01328
36.	35-44	2.137327	2.117245	-0.020081
37.	34-43	2.09332	2.073334	-0.019985
38.	33-42	2.065864	2.051567	-0.014297
39.	32-41	2.043354	2.026594	-0.016759
40.	38-48	2.317947	2.293088	-0.024858
41.	38-49	2.087989	2.104143	-0.016154
42.	36-47	2.390462	2.37207	-0.018412
43.	35-46	2.180410	2.165896	-0.014513
44.	34-45	2.092714	2.105448	+0.006822
45.	33-44	2.03034	2.017824	-0.012515
46.	32-43	2.015019	2.01606	+0.01041
47.	31-42	2.031136	2.033578	+0.002442
48.	36-48	2.038110	2.050731	+0.012621
49.	35-47	1.76948	1.780405	+0.01093
50.	34-46	1.65430	1.662695	+0.008395
51.	33-45	1.641497	1.619701	-0.021795
52.	32-44	1.607655	1.616913	+0.009258
53.	31-43	1.624103	1.615420	-0.008682
54.	36-49	1.89093	1.875953	+0.014980
55.	35-48	1.605855	1.581857	-0.024003
56.	41-44	1.436942	1.434211	-0.00273
57.	45-40	1.392708	1.393421	+0.000713
58.	41-32	1.432640	1.422696	-0.009943
59.	39-28	1.436800	1.434670	-0.002129
60.	29-32	1.443876	1.436921	-0.006954

III. Az 1,6; 3,6 és 4,4%-os dúsítású fűtőelempasztillák és tabletták szétválogatása alfa- és gamma-sugárzás méréssel

- 1./ Az urán alfa-sugárzását az uránoxid pasztillák és tabletták kb. 7,5 mm-es átmérőjű felületéről és 15 mm-es távolságról mértük. A távolság beállítása 0,25 mm-es pontossággal történt. Az urán alfa-sugárzása mérésének pontosságát a mérendő felület minősége is erősen befolyásolja, ezért a dúsítások kicsiny eltérése esetén, pl. a 3,6 és 4,4% dúsításnál a mérést nem lehet megbízható pontossággal elég gyorsan elvégezni. Ugyanakkor az 1,6 és 3,6 valamint az 1,6 és 4,4%-os dúsítások között teljesen megbízható módon és gyorsan lehet különbséget tenni. Az alfa-sugárzási mérések alapján a 4,4 és 1,6%-os, valamint a 3,6 és 1,6%-os dúsítások aránya $\pm 4\%$ -nál kisebb hibával meghatározható.
- 2./ Az urán gamma-sugárzásának mérése esetén a szétválogatást az U^{235} -nek 185,7 KeV energiacsúcsa alapján előnyös elvégezni.

A 45 cm^3 Ge/Li/ detektorral és sokcsatornás amplitúdó analízátor segítségével nagy pontossággal lehet a megkülönböztetést elvégezni, de a tablettákat a méreteik miatt - 10-30 mm hosszúak - csak kb. 20 cm távolságból lehet jól mérni, s ezért ez kb 1/2 órai mérési időt igényel, ami viszont nagyon lassúvá teszi a mérést.

A 3x3 inch NaI/Tl/ kristálydetektor használata esetén az NK-225 típusu egycsatornás amplitudó analízátor is megfelelő a méréseknek megbízható pontossággal való, gyorsabb elvégzéséhez. Ha az U^{235} -ös 185,7 keV-es energiacsucsra állunk rá, akkor a mérési idő csatornánként 10-20 s, vagyis az energiacsucs kiméréséhez szükséges kb. 10 csatorna miatt összesen 100-200 s, ami kb. egytizede a Ge/Li/-vel való mérési időnek. Ezzel a módszerrel a 4,4 és 3,6%-os dúsítások aránya 3%-nál kisebb hibával határozható meg.

Fenti méréseknél a berendezés hatásfokának stabilan tartása és az urán tabletták geometriai, illetve súlyeltéréseinek, stb figyelembevétele igen fontos, mert különben nagy eltéréshez, hibához vezethet.

ÖSSZEFOGLALÁS

Az elvégzett vizsgálataink alapján a következőket állapítottuk meg:

- I. a/ A ZR-6 141/138-as zónában a termikus neutronfluxus abszolút és relatív értékeinek meghatározása lehetővé tette a teljesítményszint meghatározását. A kísérletek gyakorlata során kialakult egy ún. "egyezményes teljesítmény" érték, ez az egyezményes teljesítmény nem egyezik a méréseink alapján nyert teljesítményértékkel. A teljesítmény mért értéke kb. 8-szorosan haladja meg az egyezményes teljesítményét.
- b/ Az aktív zóna effektív közepében és a csarnokban a gamma- és neutron-sugárzás dózisintenzitása a teljesítménytől függően lineárisan változik.

- c/ A gamma-sugárzás dózisintenzitásának csökkenése az aktiv zóna effektív közepében a leállás után az alábbi időfüggést mutatja:

Dózisintenzitás csökkenése	Csökkenéshez szükséges idő [sec]
1/2-re	58
1/4-re	193
1/8-ra	468
1/16-ra	1068

Az 1 W-on üzemelő ZR-6-nál az arany fóliákkal mért teljes neutron fluxus a moderátor szint fölött 30 cm-re néhányszor $10^6 \text{ n/cm}^2 \text{ s}$.

- d/ A ZR-6 csarnokban üzemelés alatt és üzemelés nélkül vett levegőminták energiaspektrumának mérése alapján megállapítottuk, hogy mindössze a radon és annak leányelemei a $\text{Pb}^{214}/\text{RaB/}$ és a $\text{Bi}^{214}/\text{RaC/}$ mutathatók ki. Ezek a szabad levegőben is állandóan jelen vannak. A csarnok levegőjében azonban a koncentrációk értéke 15-20-szor nagyobb, mint a szabad levegőben.
- e/ A ZR-6 kritikus rendszernél kialakított aktiv zóna hurokból vett levegőminták hasadási termékeinek energiaspektruma lényegében megegyezik a ZR-4-nél korábban hasonló viszonyok és azonos teljesítményen vett levegőmintákéval. A radiaktivitás koncentrációjának értéke a ZR-4-es mintáknál azonban közel két nagyságrenddel nagyobb volt.

f/ A moderátorban még 100 W-os üzem esetén sem lehetett hasadási terméket kimutatni, mindössze a Na^{24} és a Mg^{27} izotópja volt mérhető mennyiségben. A Na^{24} koncentráció $1,1 \cdot 10^{-6} \text{ uCi/cm}^3$.

g/ Az előkészítő és a B szintű laborból eltávozó levegő alfa-sugárzó szennyeződése kb. egy nagyságrenddel alatta van az uránból és Pu^{239} -ból megengedhető max. értékeknek. A bontható fűtőelemek besugárzás utáni felbontásánál a hasadási termékek olyan mértékben felhigulnak, így a munka során nem jöhet létre veszélyes koncentráció. A higulás kb. százezerszeres.

h/ A Sugárvédelmi Főosztály egésztest mérései szerint a ZR-6-nál dolgozó munkatársaknál urán és Pu inkorporáció eddig nem volt kimutatható. A külső gamma- és neutron-sugárzástól a munka során elszenvedett dózisok havi illetve évi átlagértékei a megengedhető maximális értékeknek legfeljebb az 1/4-ét érték el.

i/ A ZR-6-nál végzett vizsgálataink alapján azt lehet mondani, hogy a személyi sugáradag elszenvedésének ellenőrzésére alkalmazott Kodak filmek $\pm 5\%$ -os hibával a valóságban elszenvedett értéket mutatja.

II. A fűtőelemek radioaktivitásának mérésénél a két egymástól független mérési eljárás - a NaI/Tl/ detektorral és az ionizációs kamrával végzett mérések - a mérési hibahatáron belül egyező eredményt adnak, így a két független eljárást egyenértékűnek lehet tekinteni.

III. Az 1,6; 3,6 és 4,4% dúsítású uránoxid pasztillák és tabletták esetleges összekeveredése esetén megbízható pontossággal szétválogathatók. Egyrészt az alfa-sugárzás alapján, másrészt a gamma-sugárzás alapján. Az utóbbi esetben a szétválogatás viszonylag gyorsabb, ha a szétválogatást NaI/Tl/ detektorral és egycsatornás amplitudó analízátor segítségével végezzük el.

Köszönetnyilvánítás

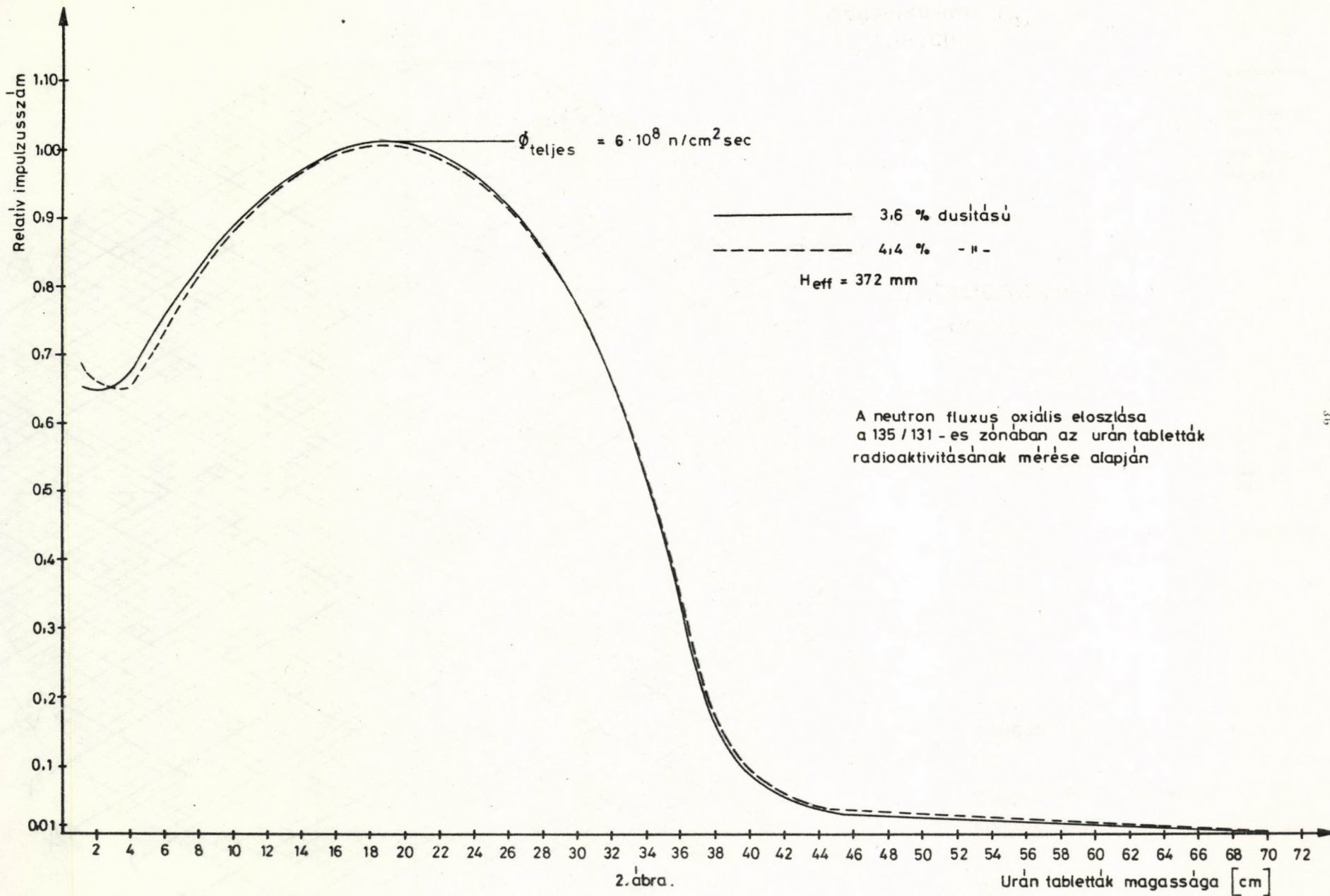
A ZR-6 munkatársainak és vezetőinek hálás köszönetemet fejezem ki a munkámban nyújtott segítségükért.

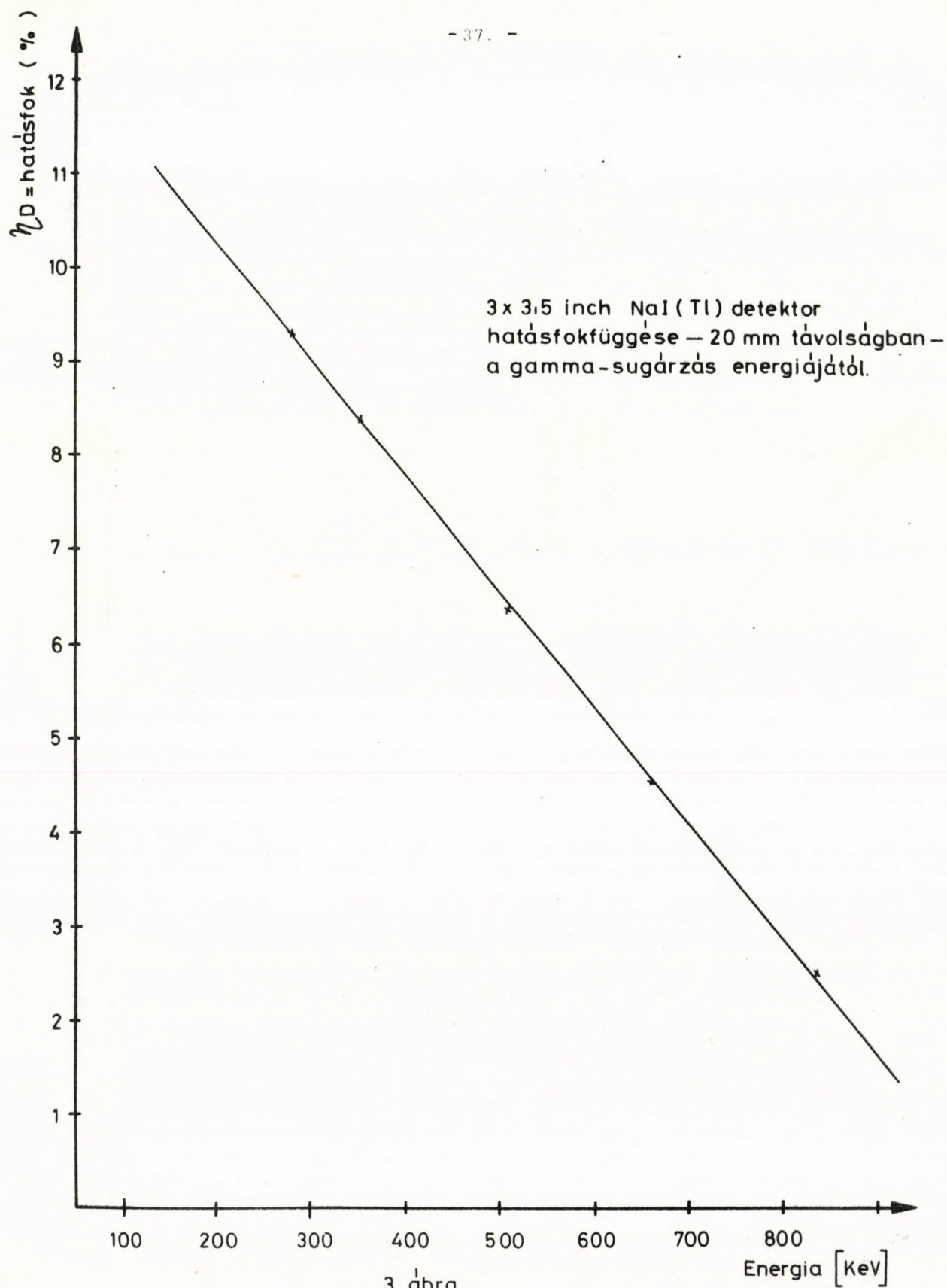
Budapest, 1978. szeptember 15.

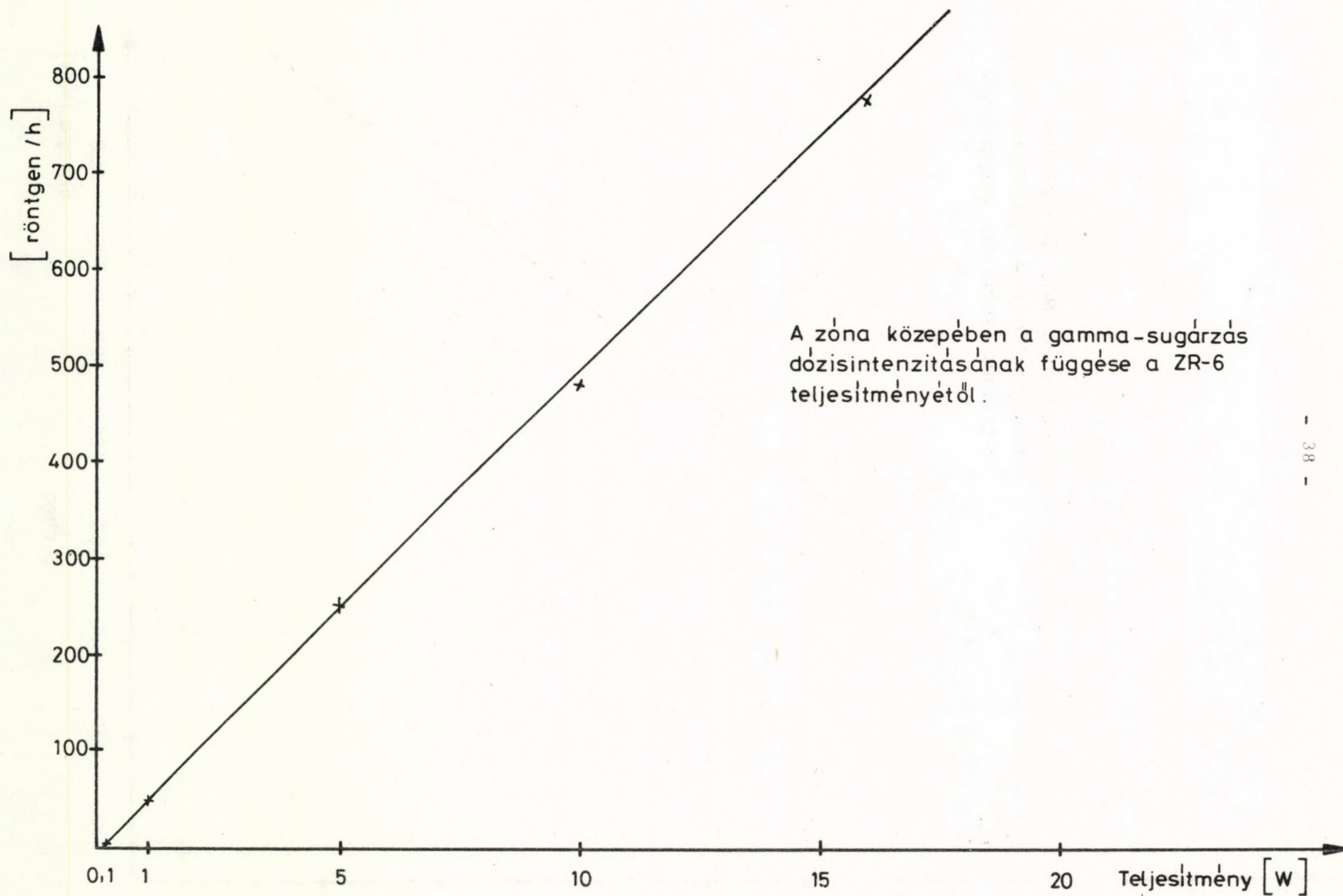
Némethi András

IRODALOMJEGYZÉK

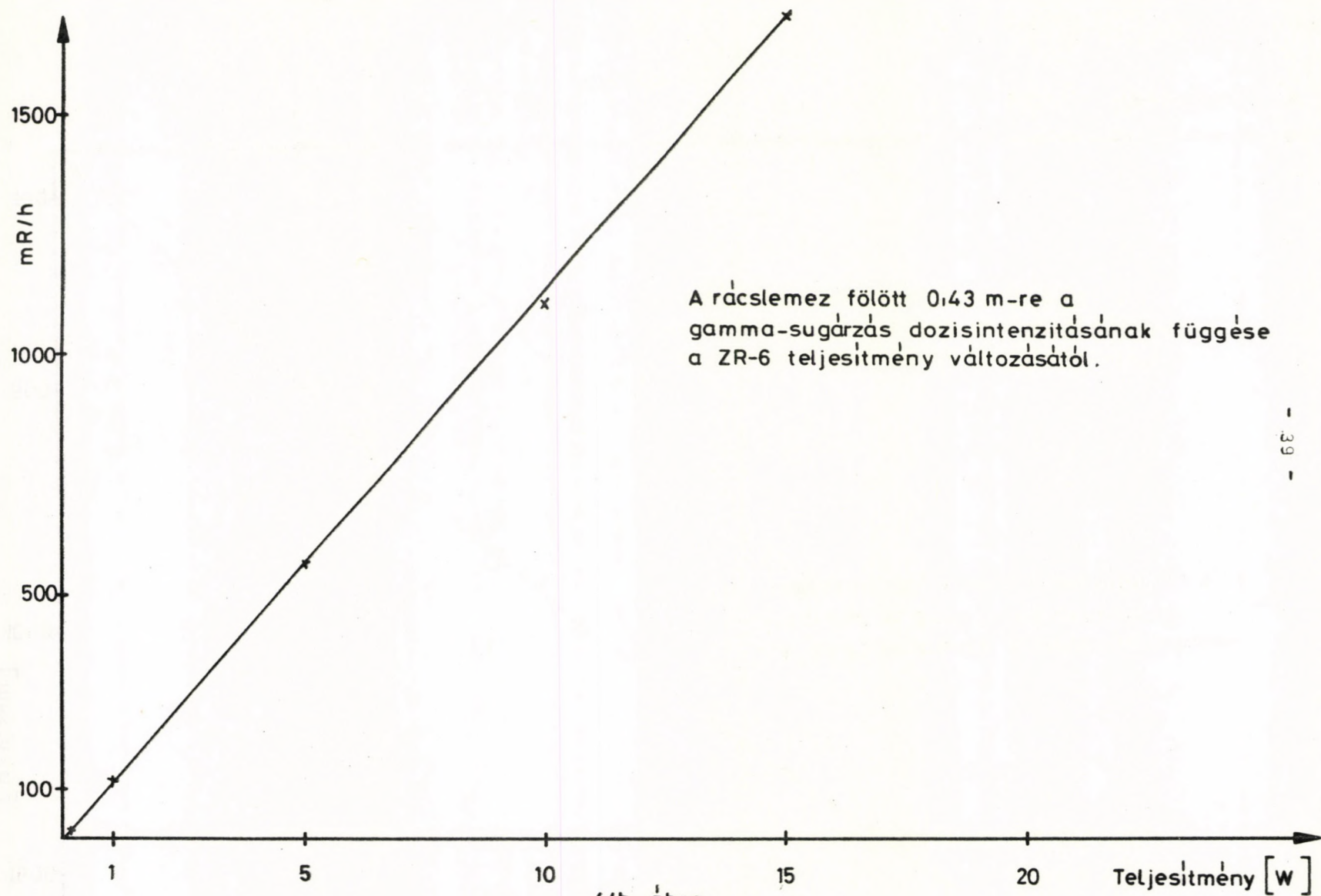
- [1] Neutron Fluence Measurements
International Atomic Energy Agency, Vienna 1970.
- [2] Frankl L., Németh A., Tóth M.: Neutronfluxus
mérések a VVR-Sz Kisérleti Atomreaktor aktiv
zónájában.
KFKI. 1965. 2.sz.
- [3] И. Гырля /СРР/ : Измерение теплового, эпитепло-
вого и быстрого потоков нейтронов на ЗР-6.
KFKI-ZR-6-208/74.
- [4] Nuclear Engineering Handbook. Section 1.
Etherington /1958/.
- [5] F. Szabó, et-al: The Zero Power Reactor ZR-4
KFKI-72-48.
- [6] Szabó F., Bod L., Németh A., Turi L.: A ZR-4
zéró teljesítményű reaktor fűtőelemeinek anyagá-
ból készített minták neutron sugárzás hatása
alatti viselkedésének vizsgálata.
KFKI-ZR-4-1/1976.
- [7] Bod L., Németh A.: A ZR-4 zéró teljesítményű
reaktor fűtőelemeiből kilépő hasadási termékek
vizsgálata.
KFKI. 1970. 2.sz.
- [8] Németh A., Tóth M.: II. Symposium on Health
Physics, Pécs, Hungary/1966.
- [9] Németh A., Tóth M.: A VVR-Sz atomreaktor szellő-
ző kéményén eltávozó radioaktív szennyeződések
mérése.
KFKI 1964. 1. sz.



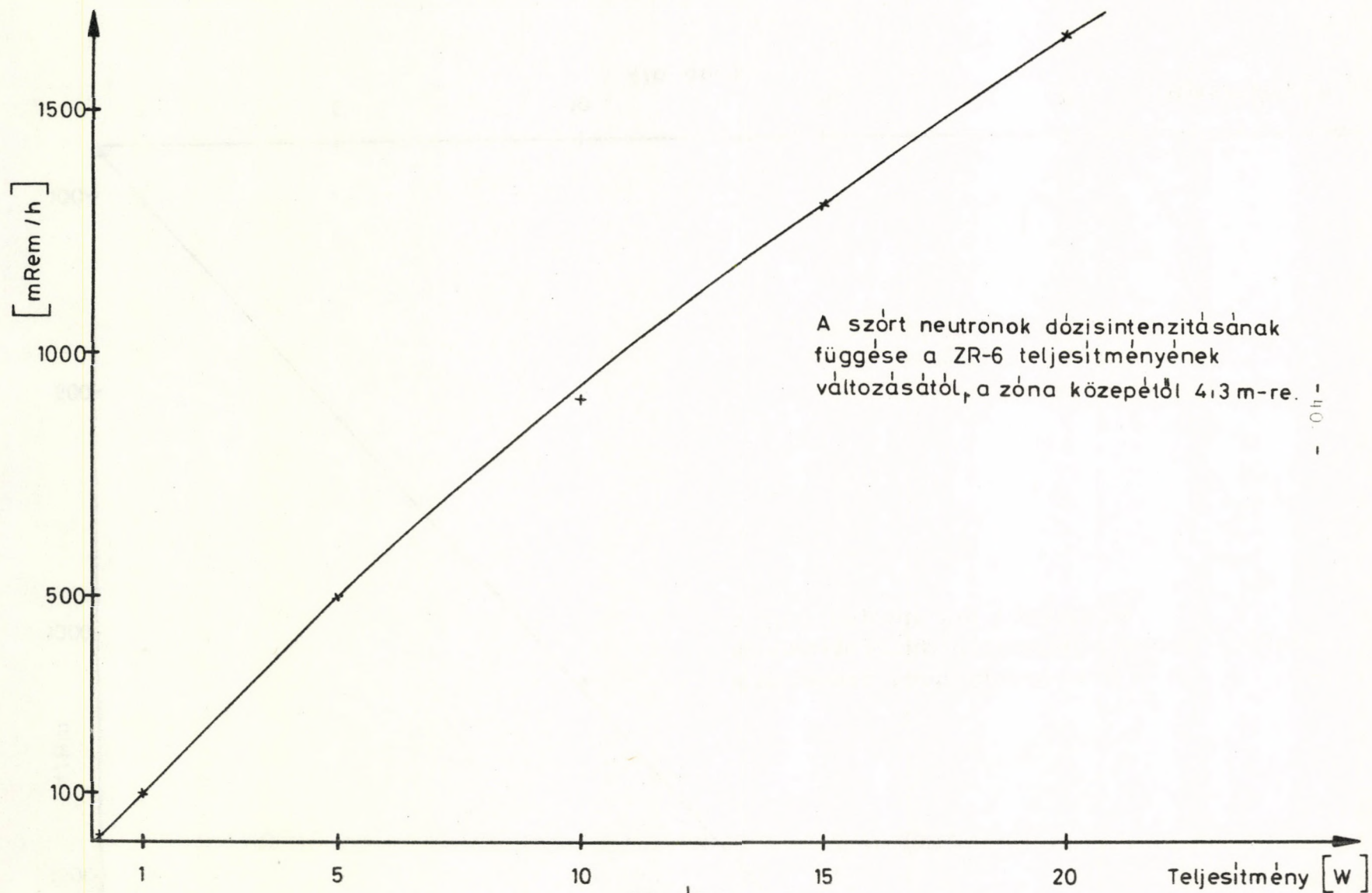




4/a. ábra.

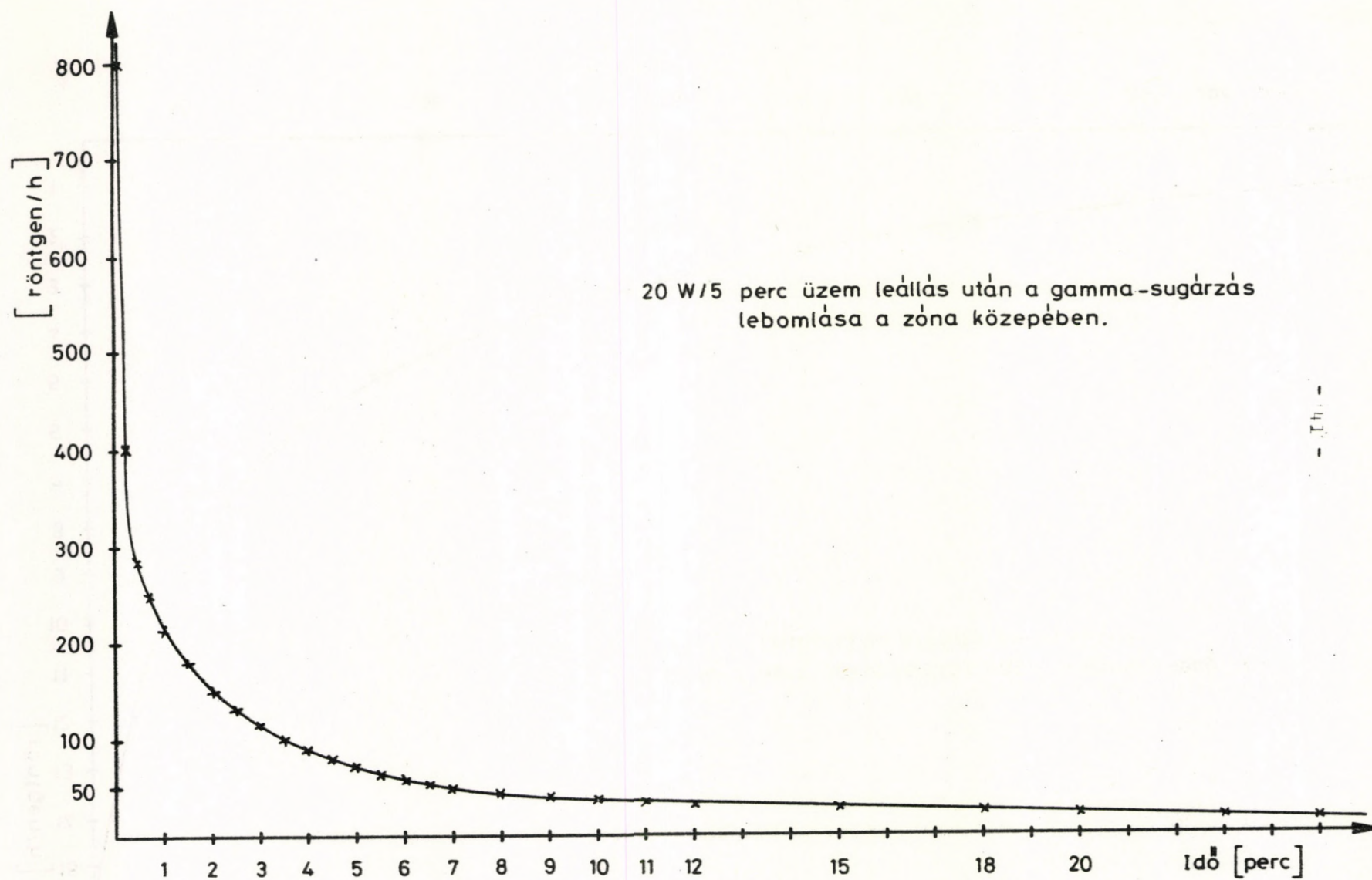


4/b. ábra.

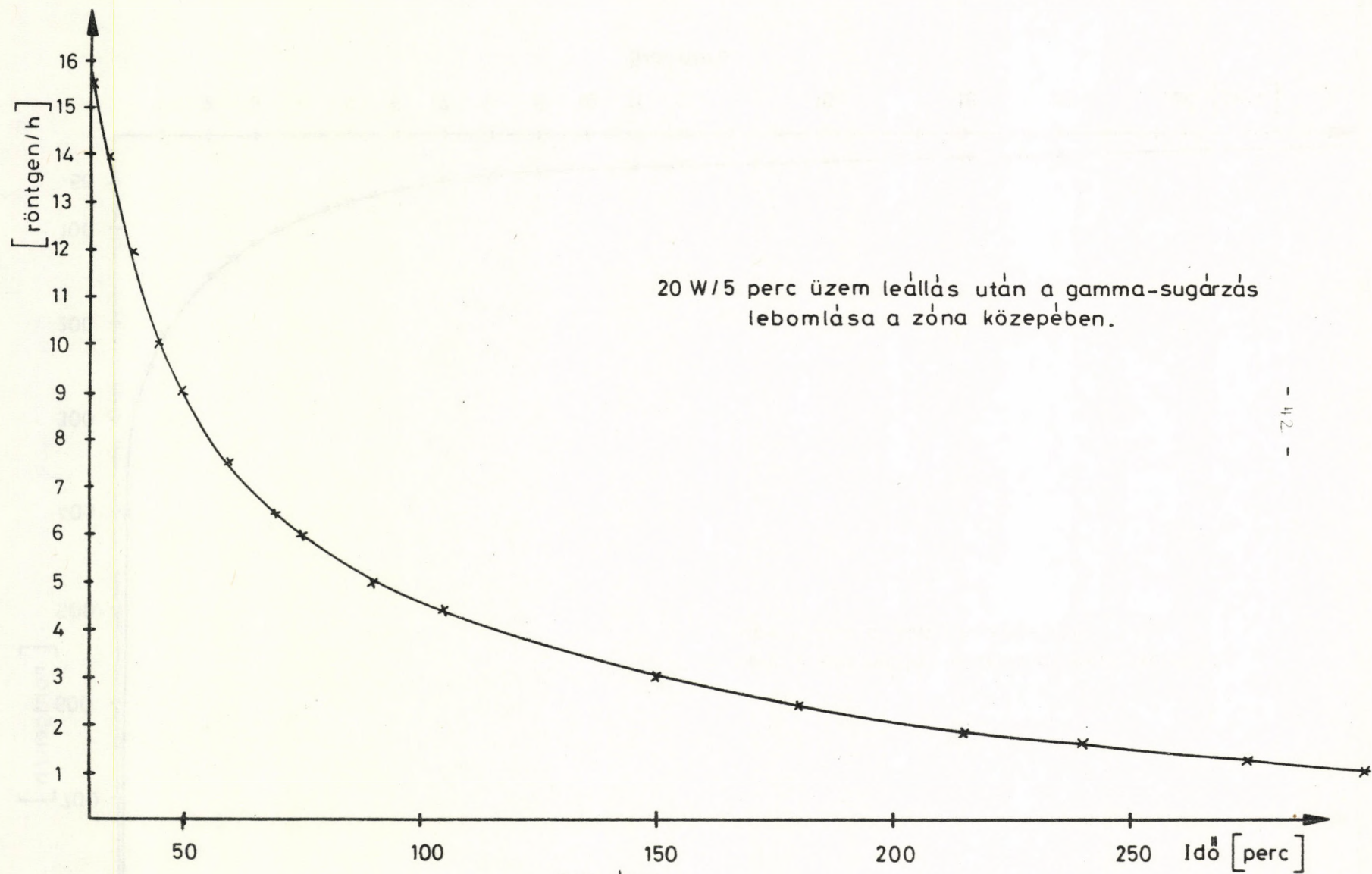


A szórt neutronok dózisintenzitásának
függése a ZR-6 teljesítményének
változásától, a zóna közepétől 4,3 m-re.

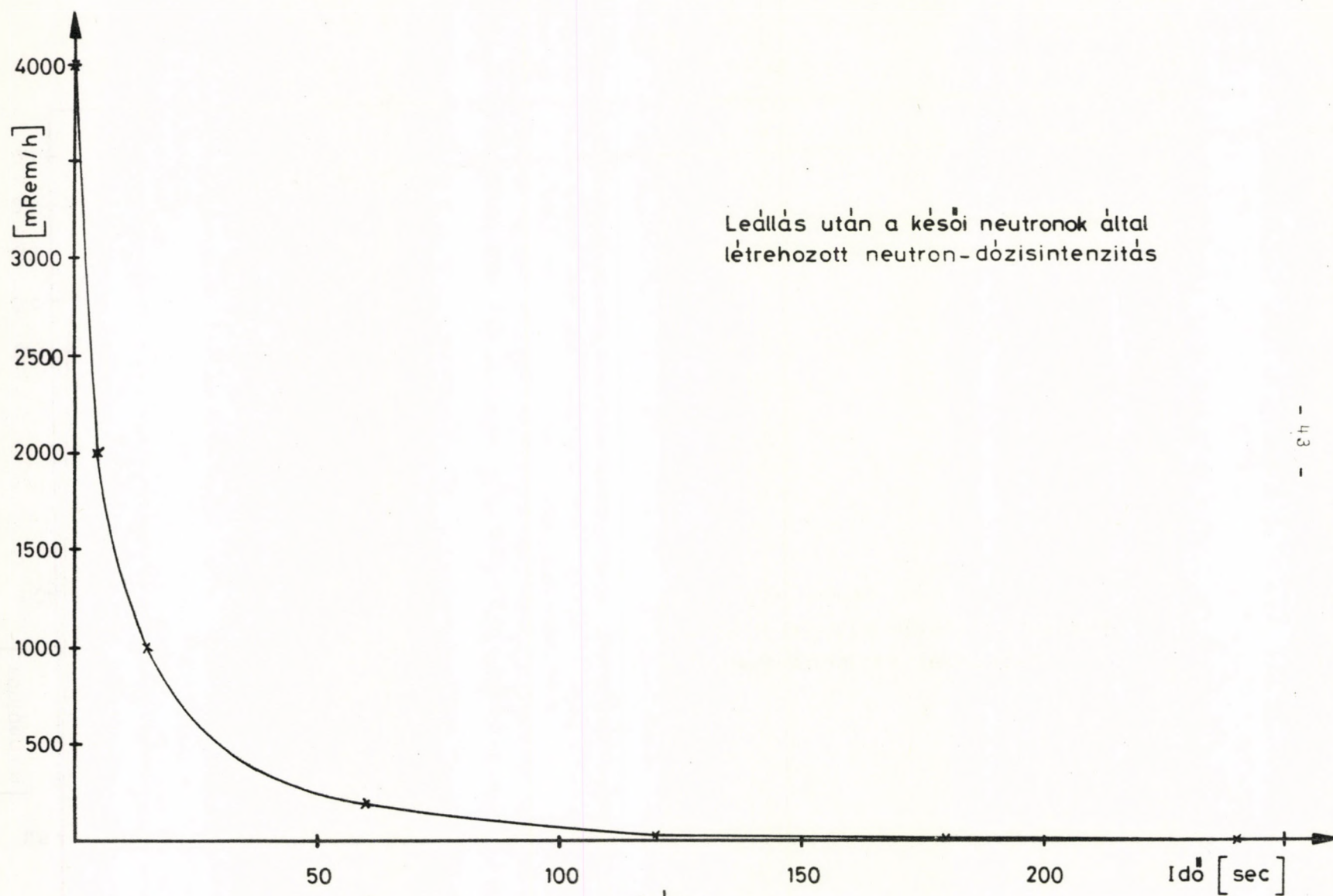
4/c. ábra.



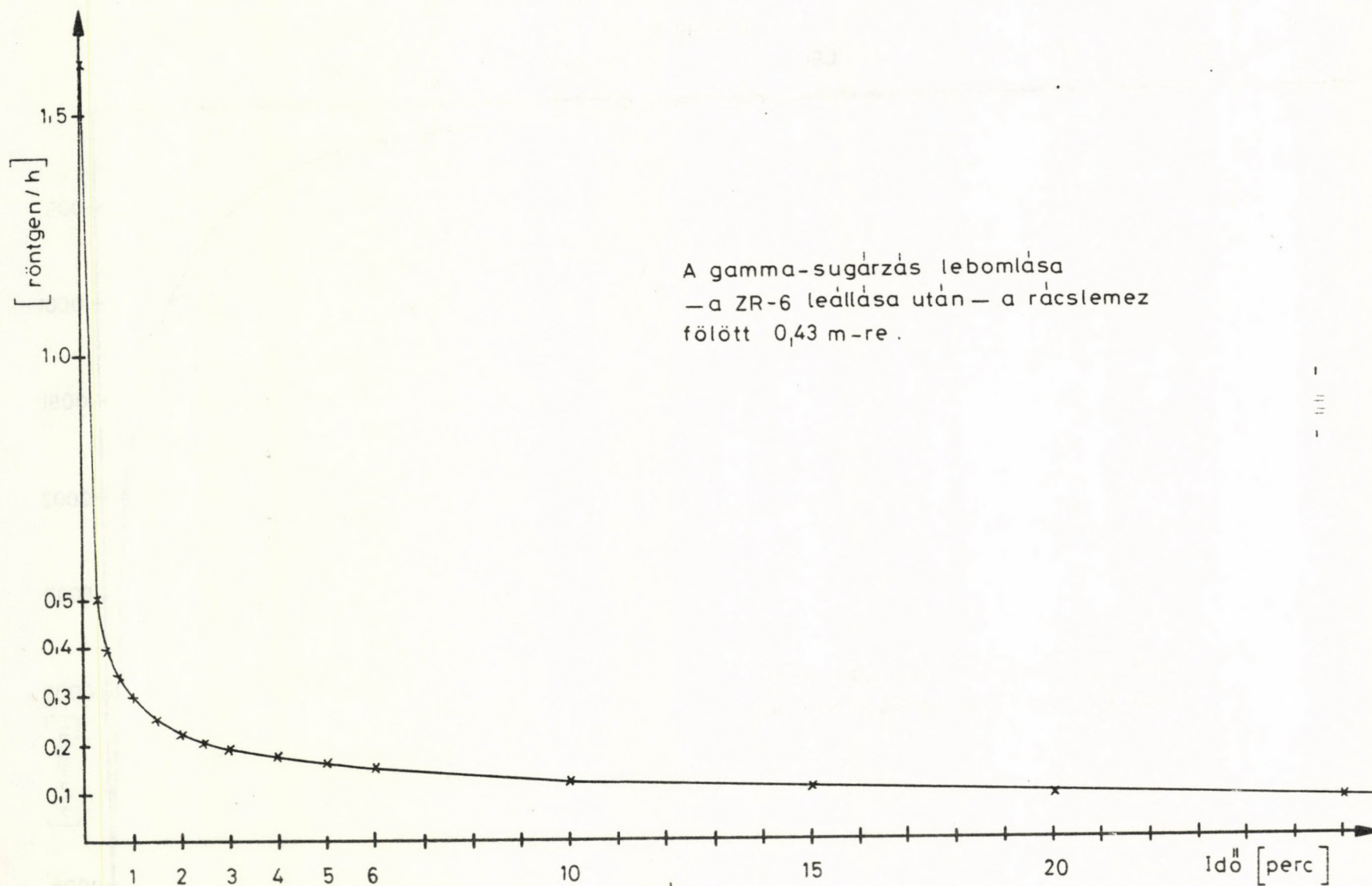
5/a. ábra.



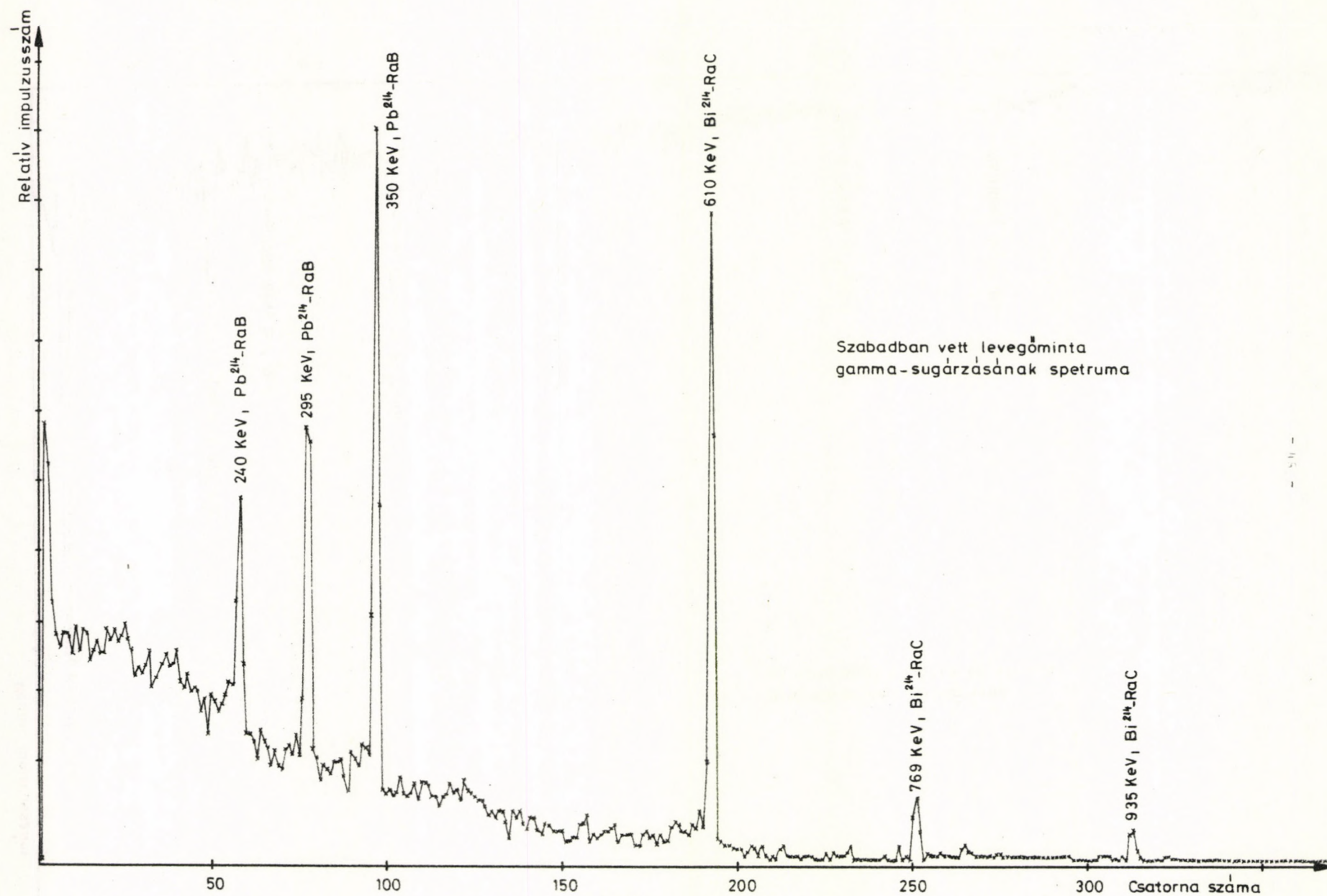
5/b. ábra.

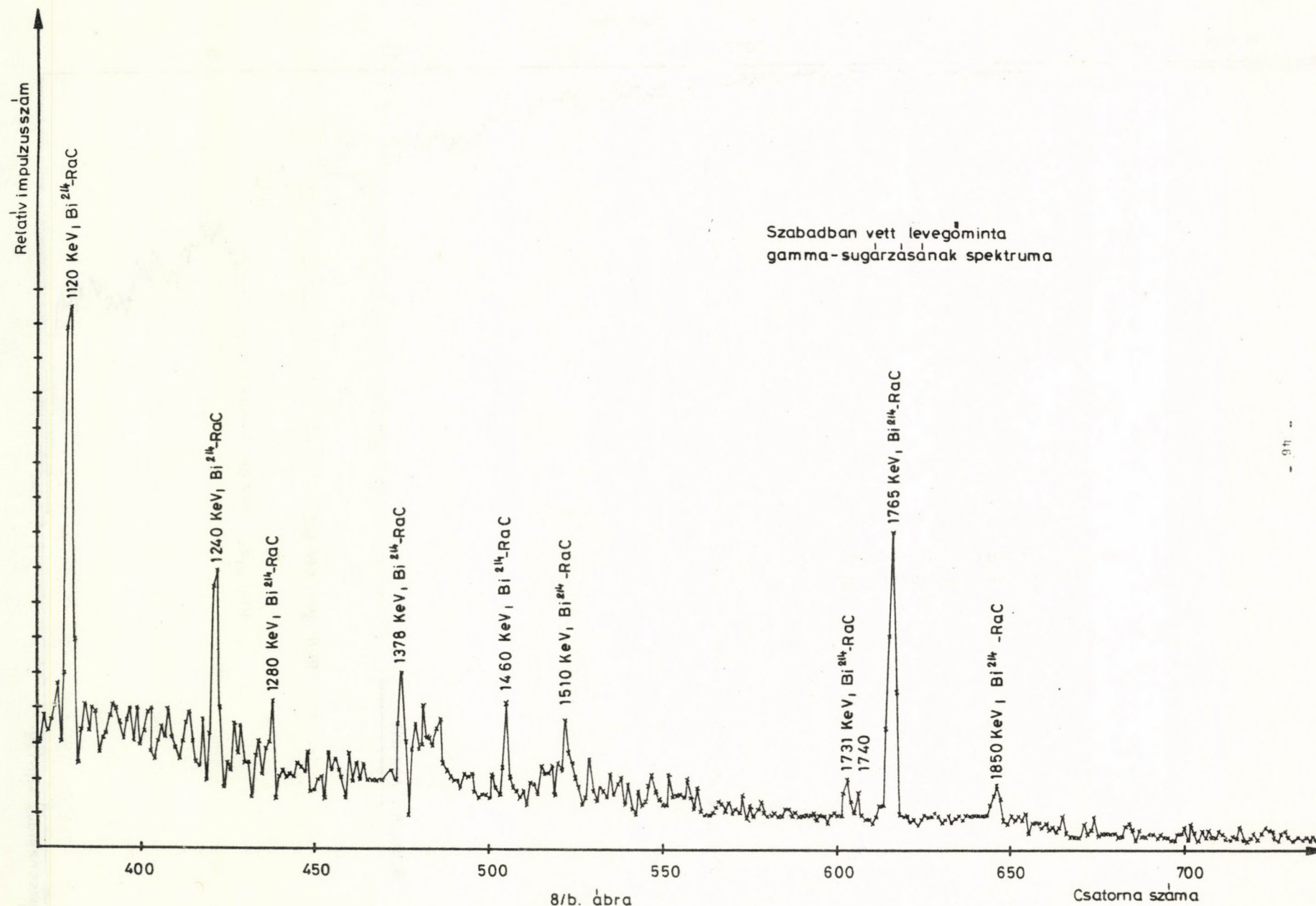


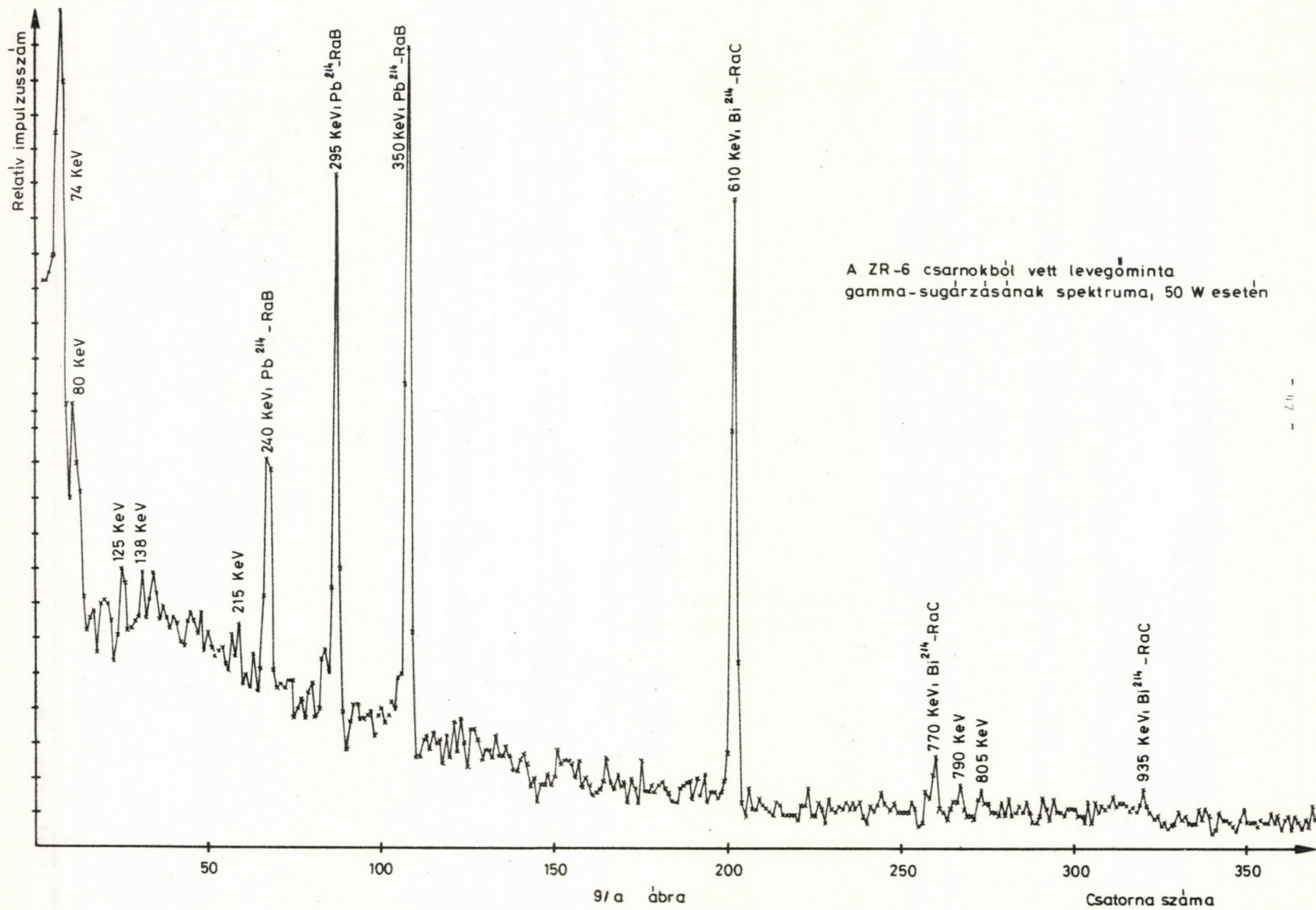
6. ábra.

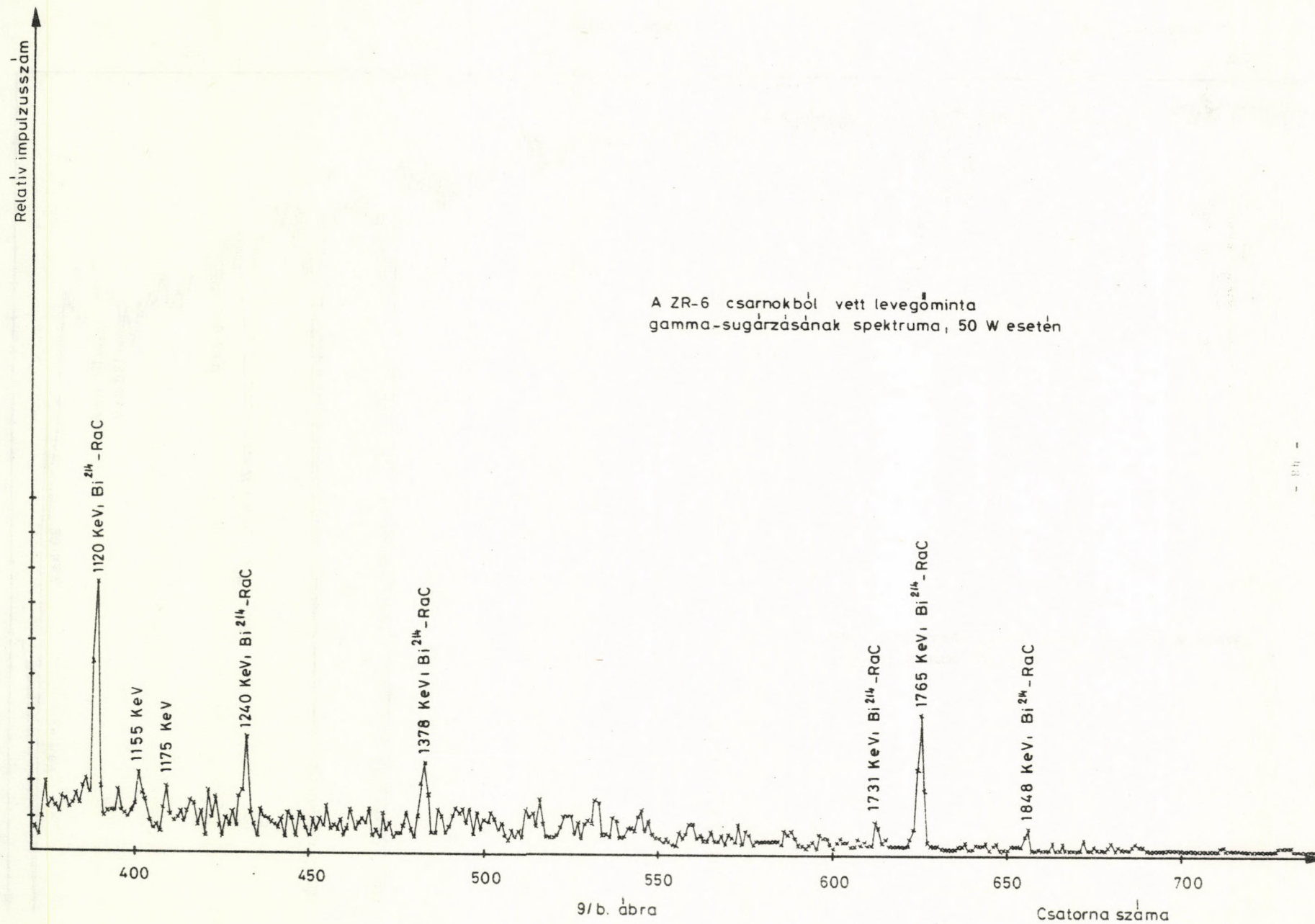


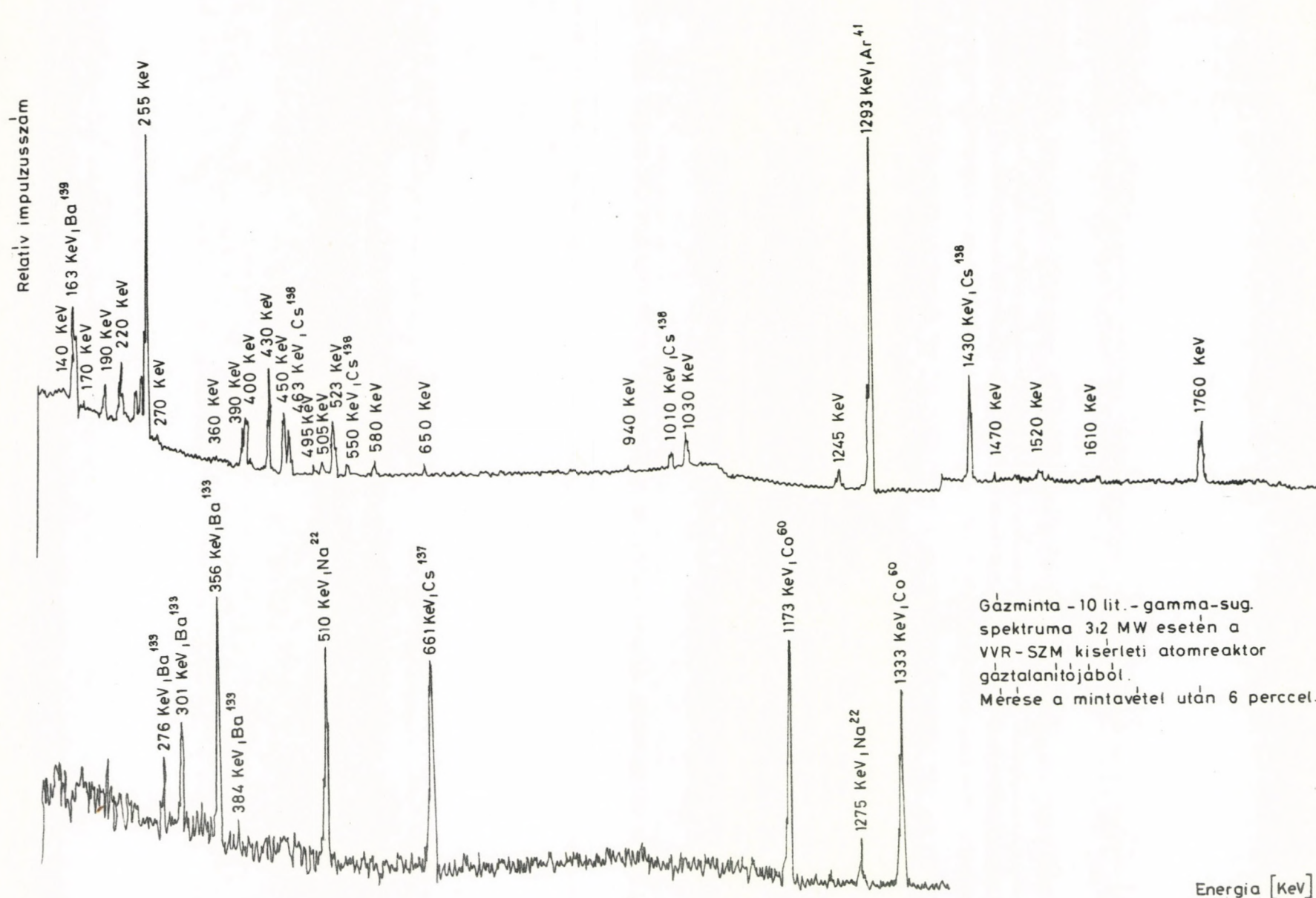
7. ábra.



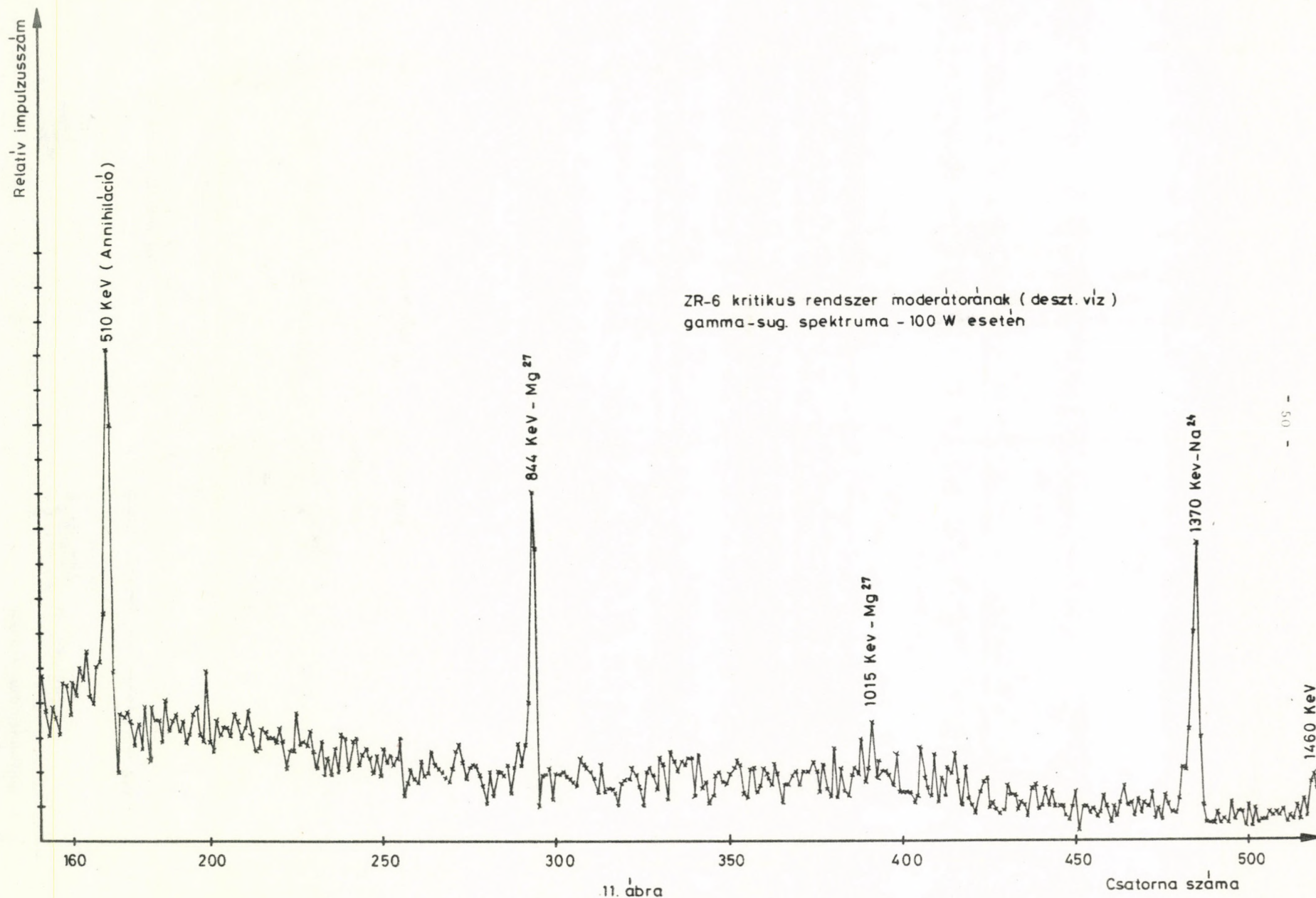


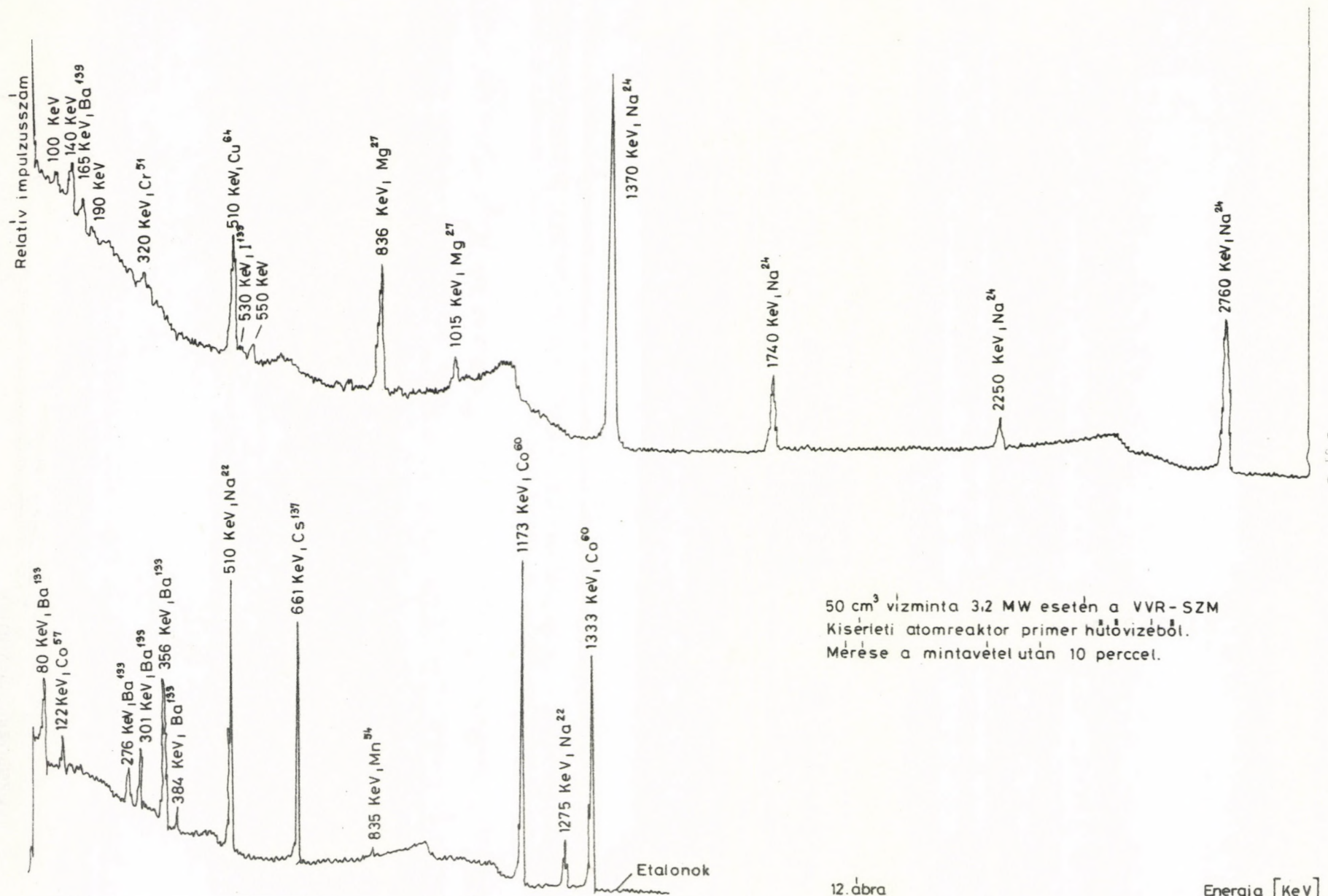






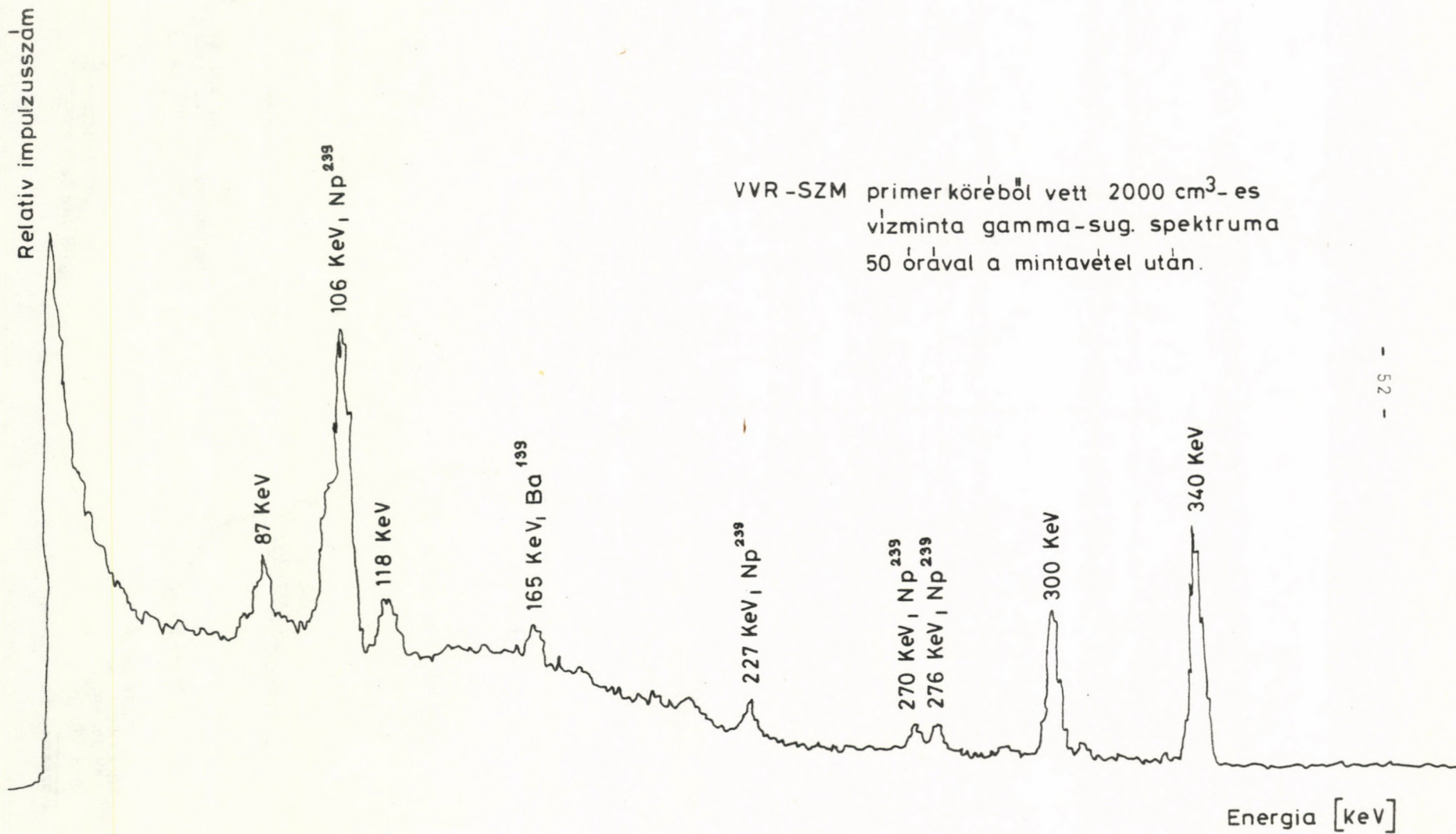
Gázminta - 10 lit. - gamma-sug.
 spektruma 3.2 MW esetén a
 VVR-SZM kísérleti atomreaktor
 gáztalanítójából.
 Mérése a mintavétel után 6 perccel.



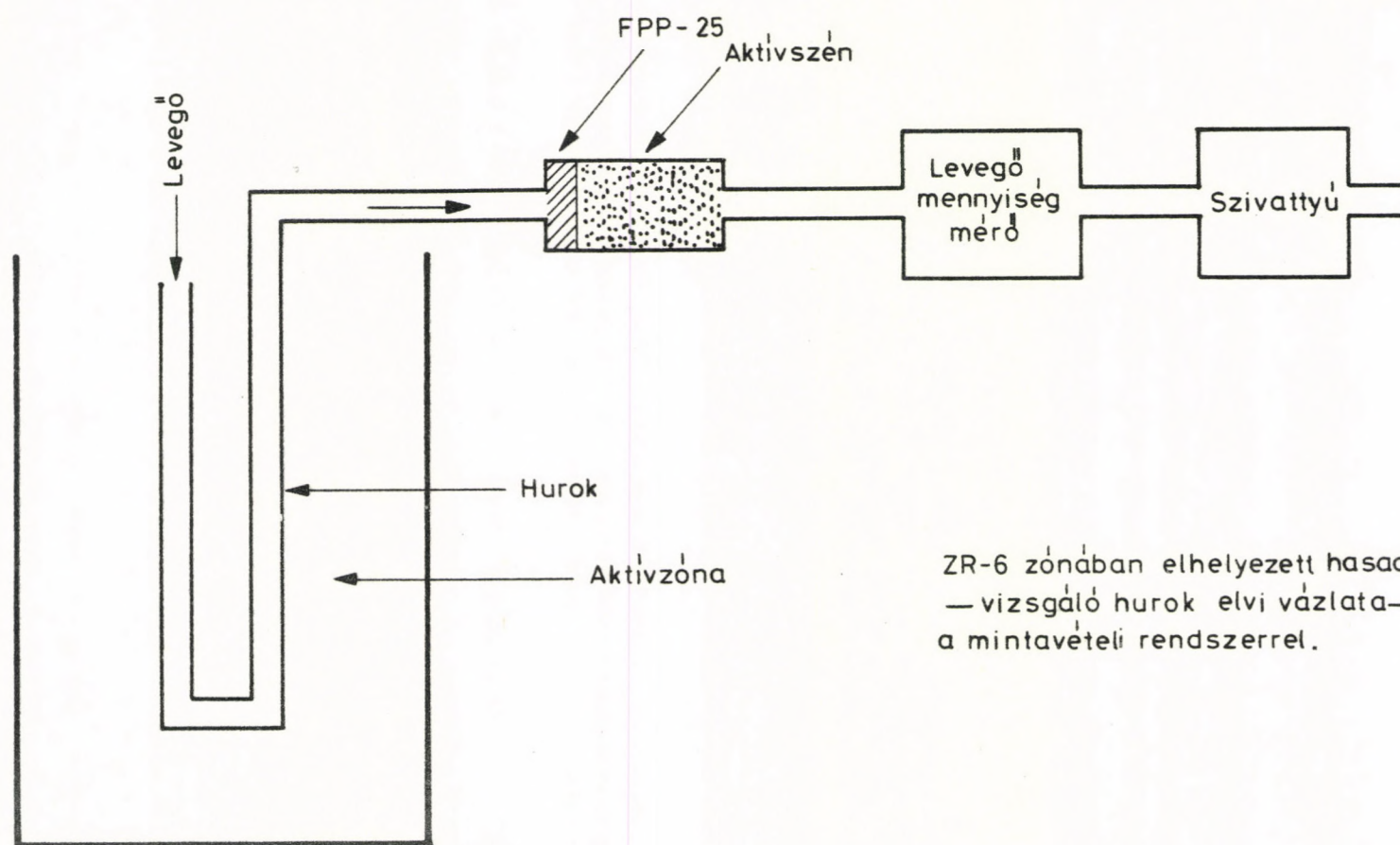


50 cm³ vízminta 3,2 MW esetén a VVR-SZM
Kísérleti atomreaktor primer hűtővizéből.
Mérés a mintavétel után 10 perccel.

12. ábra

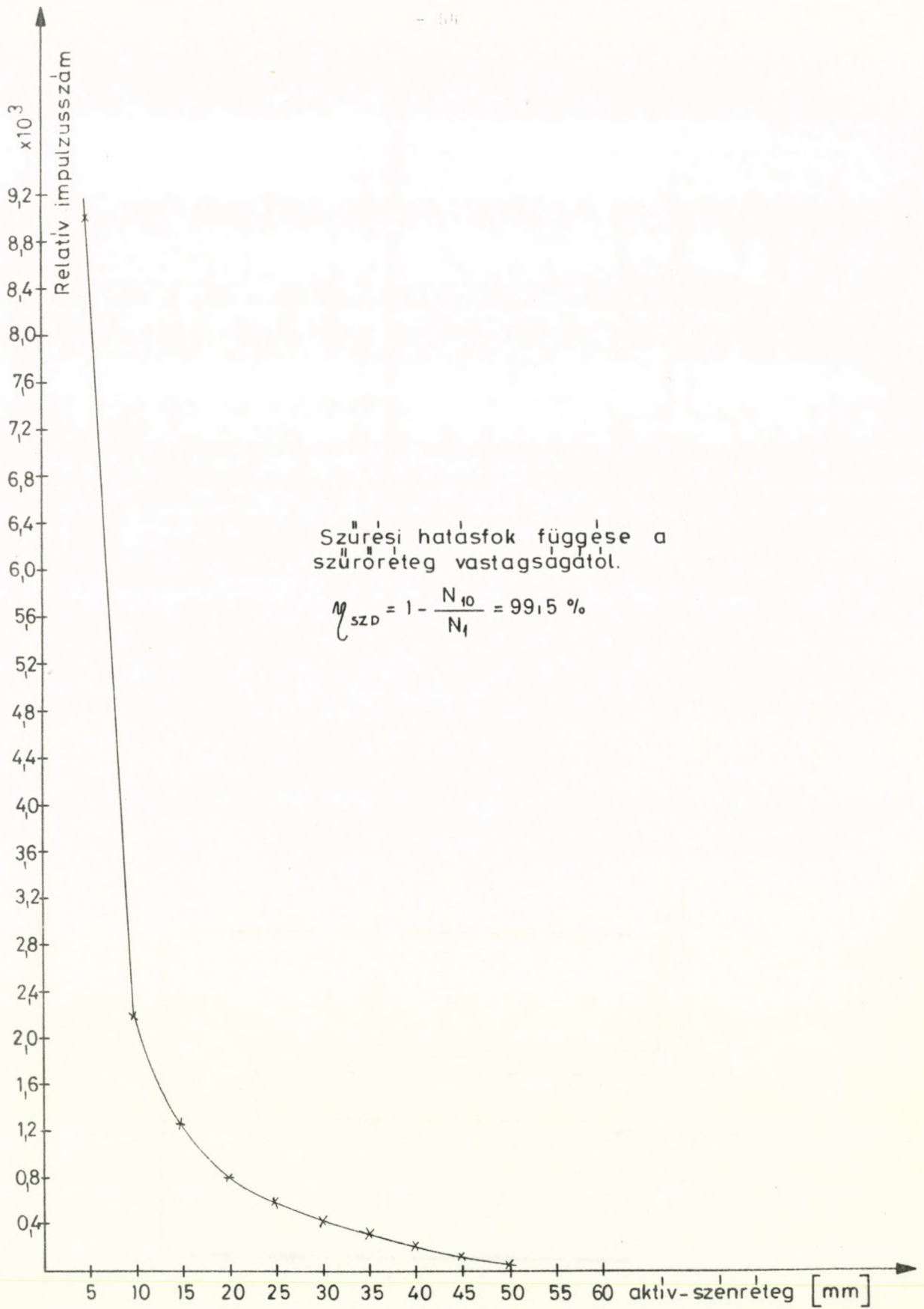


13. ábra.

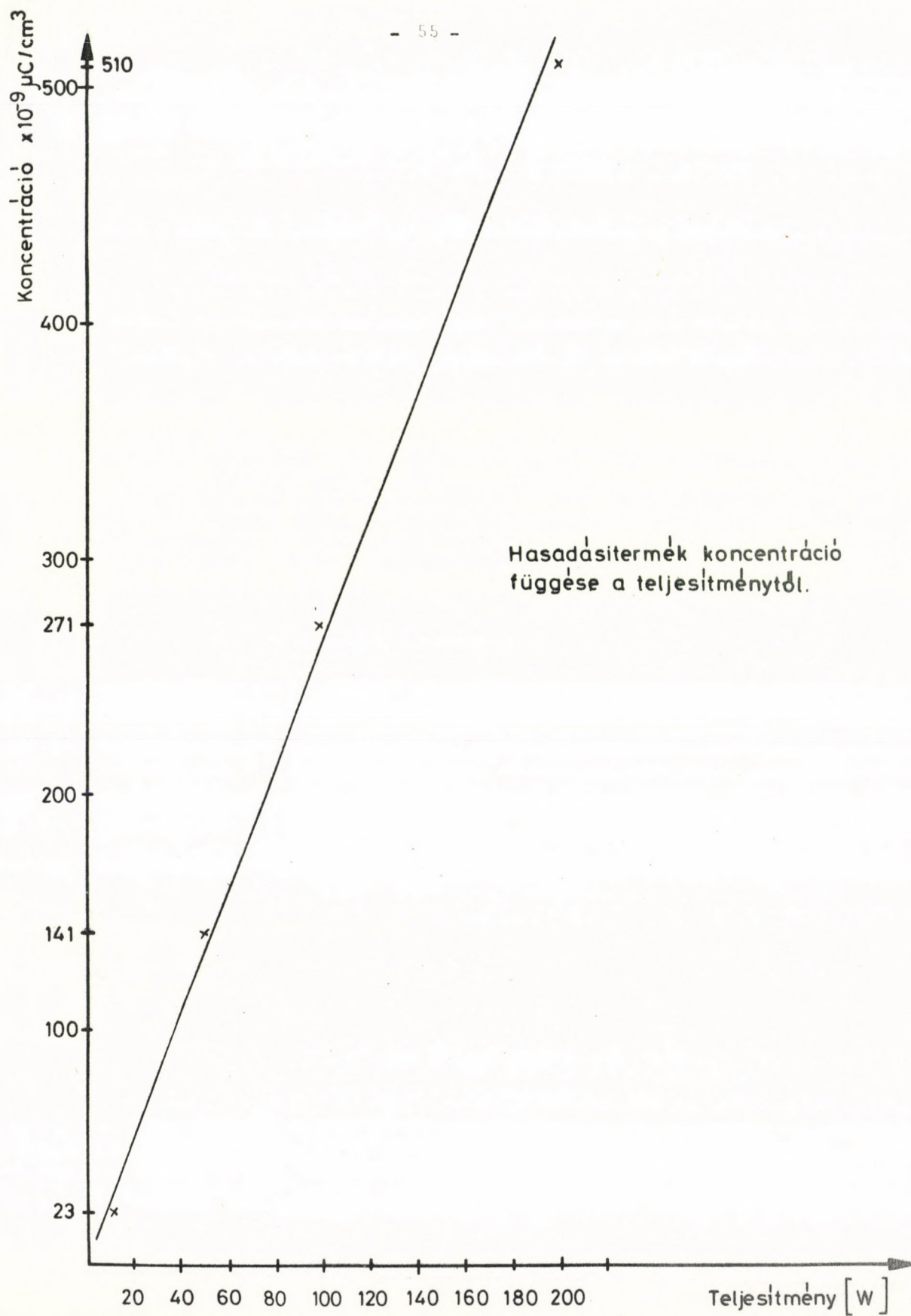


ZR-6 zónában elhelyezett hasadásitermek
— vizsgáló hurok elvi vázlata —
a mintavételi rendszerrel.

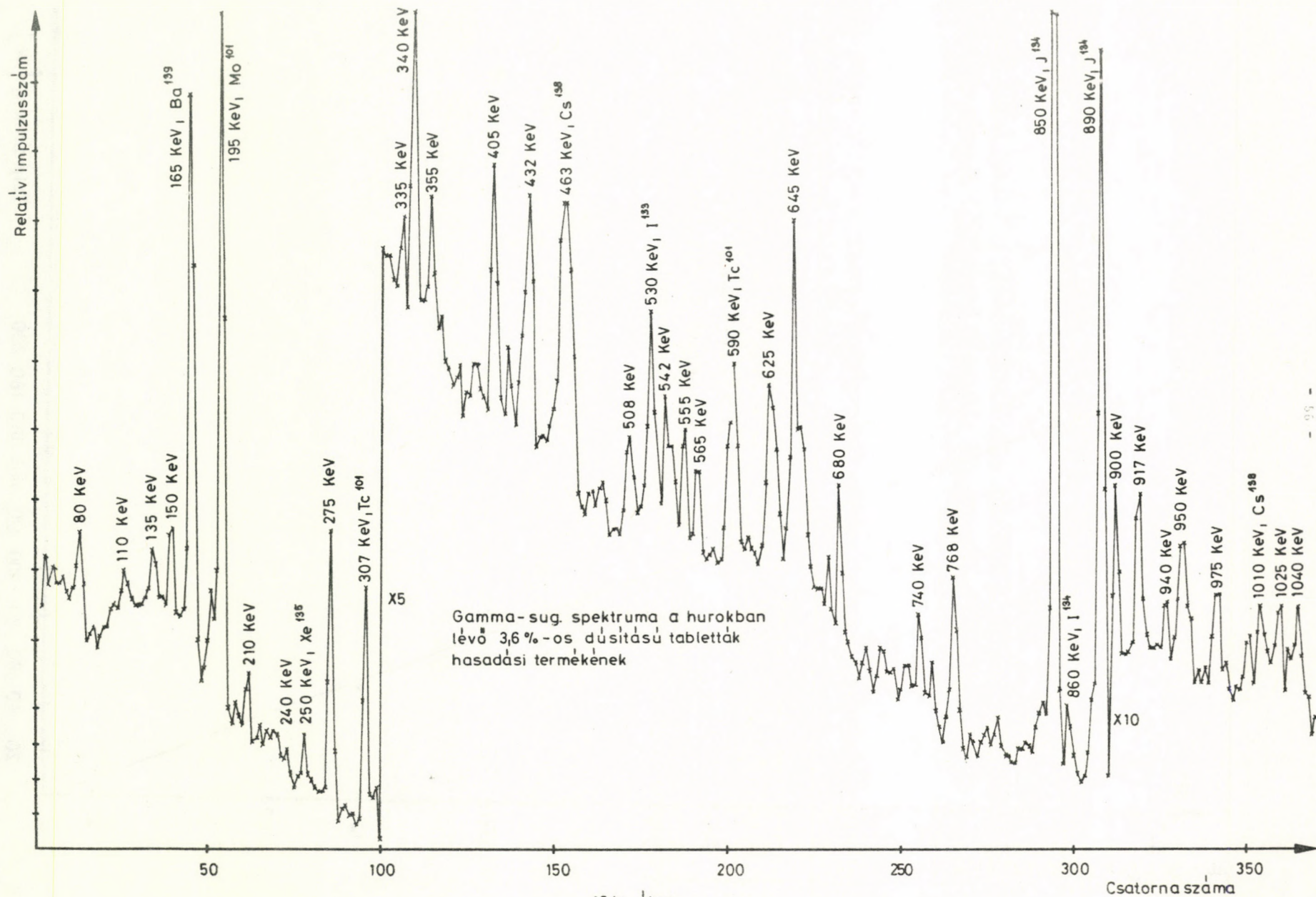
14. ábra.



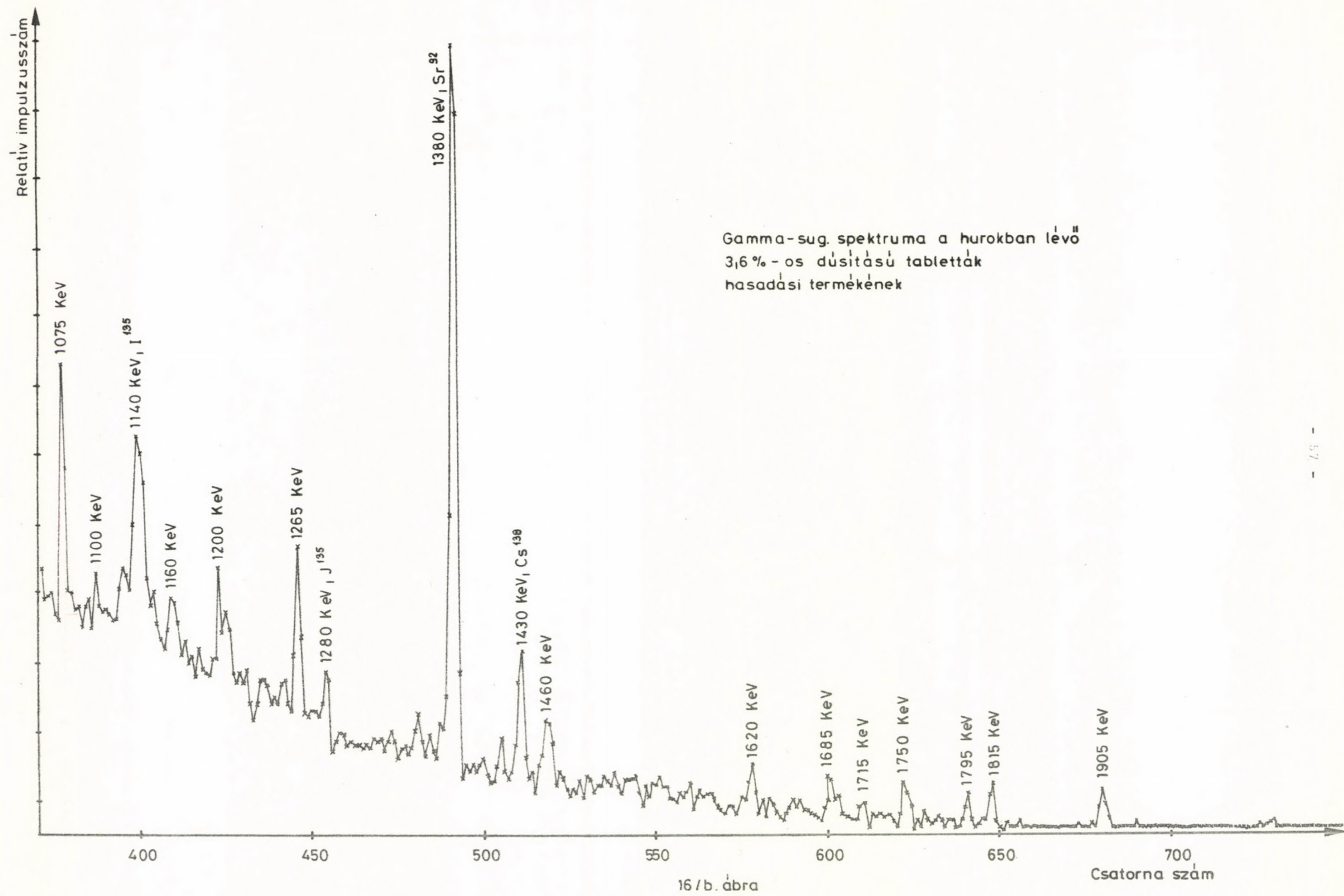
14/a ábra.

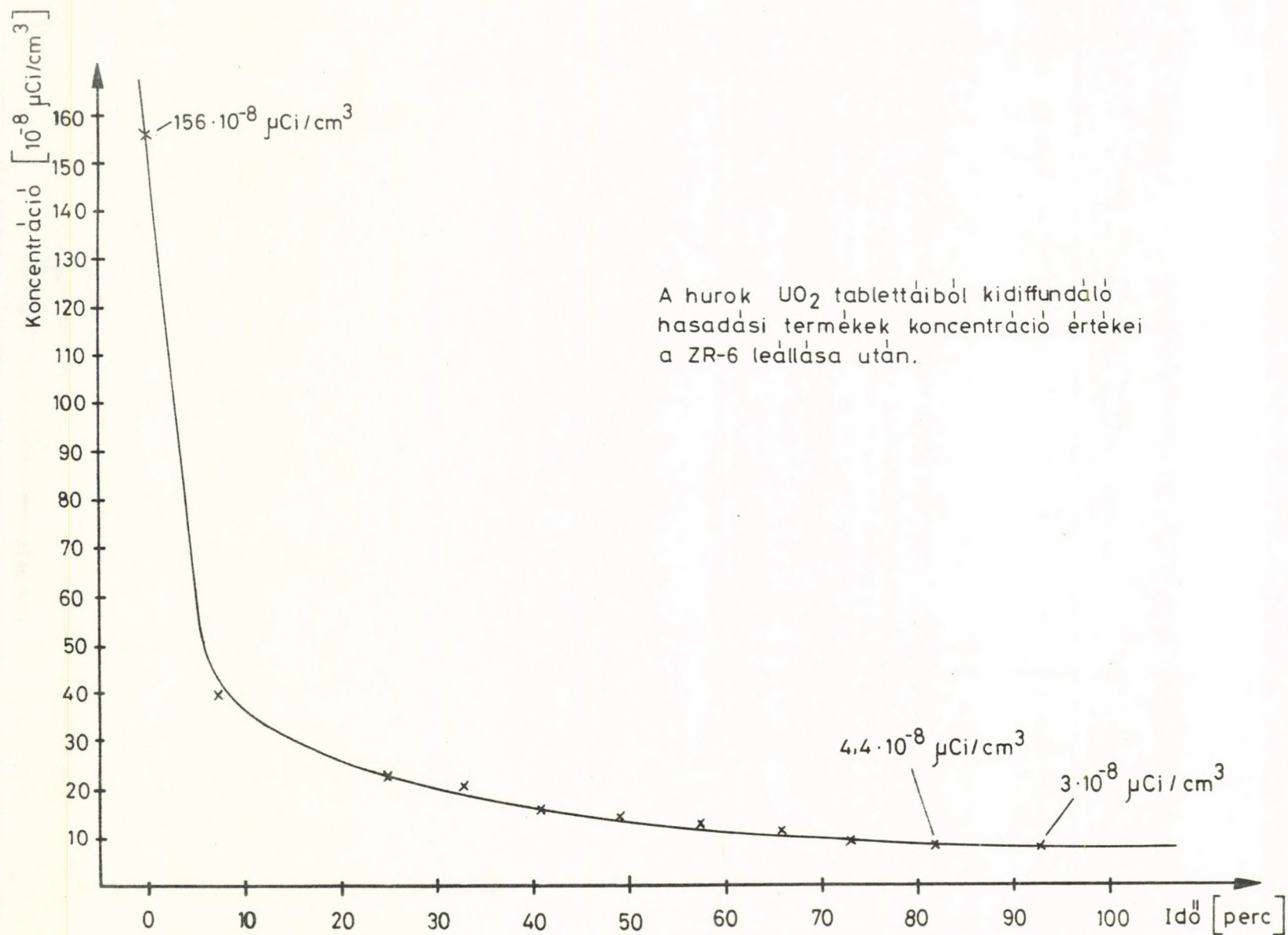


15. ábra.



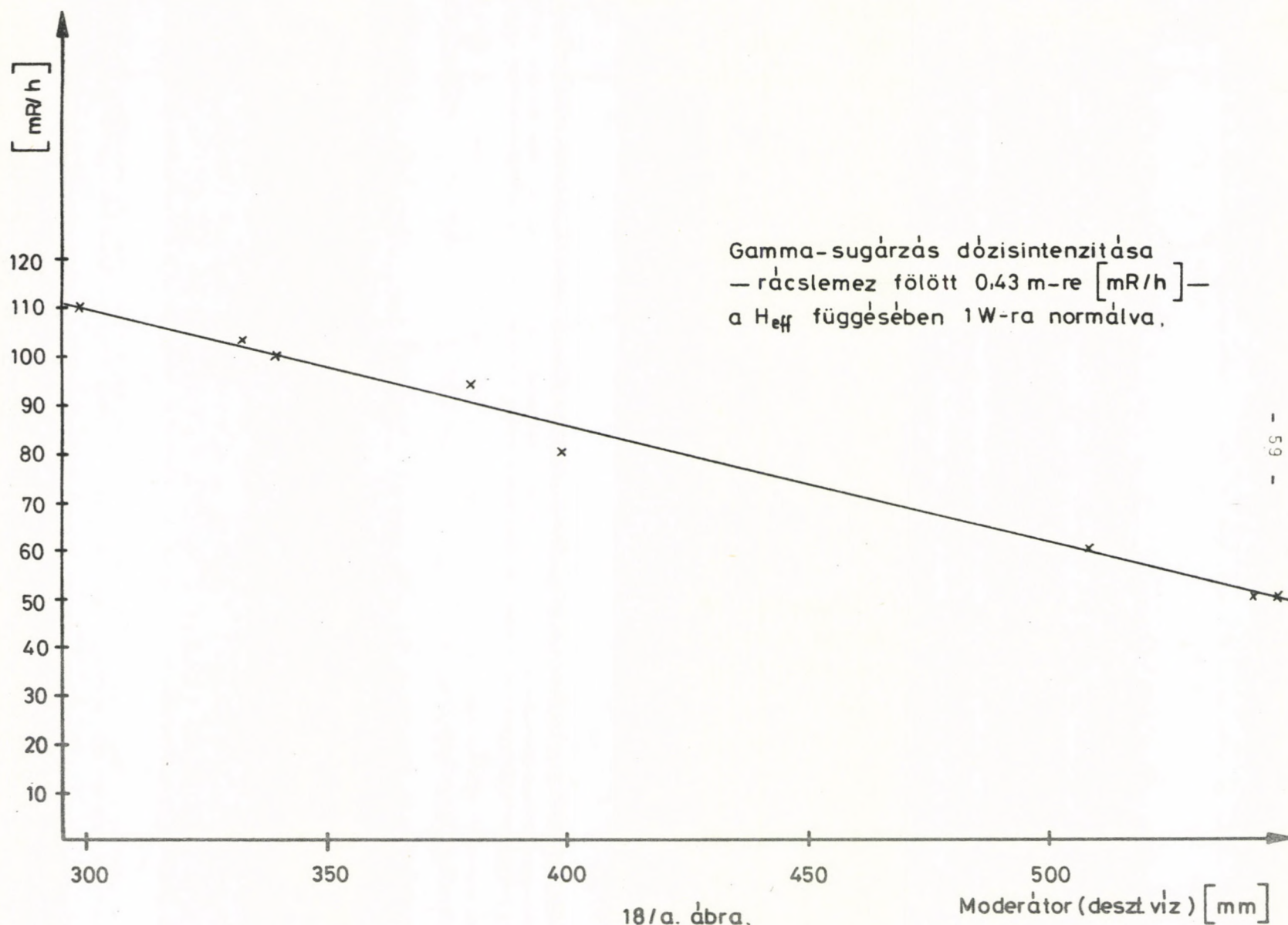
16/a. ábra

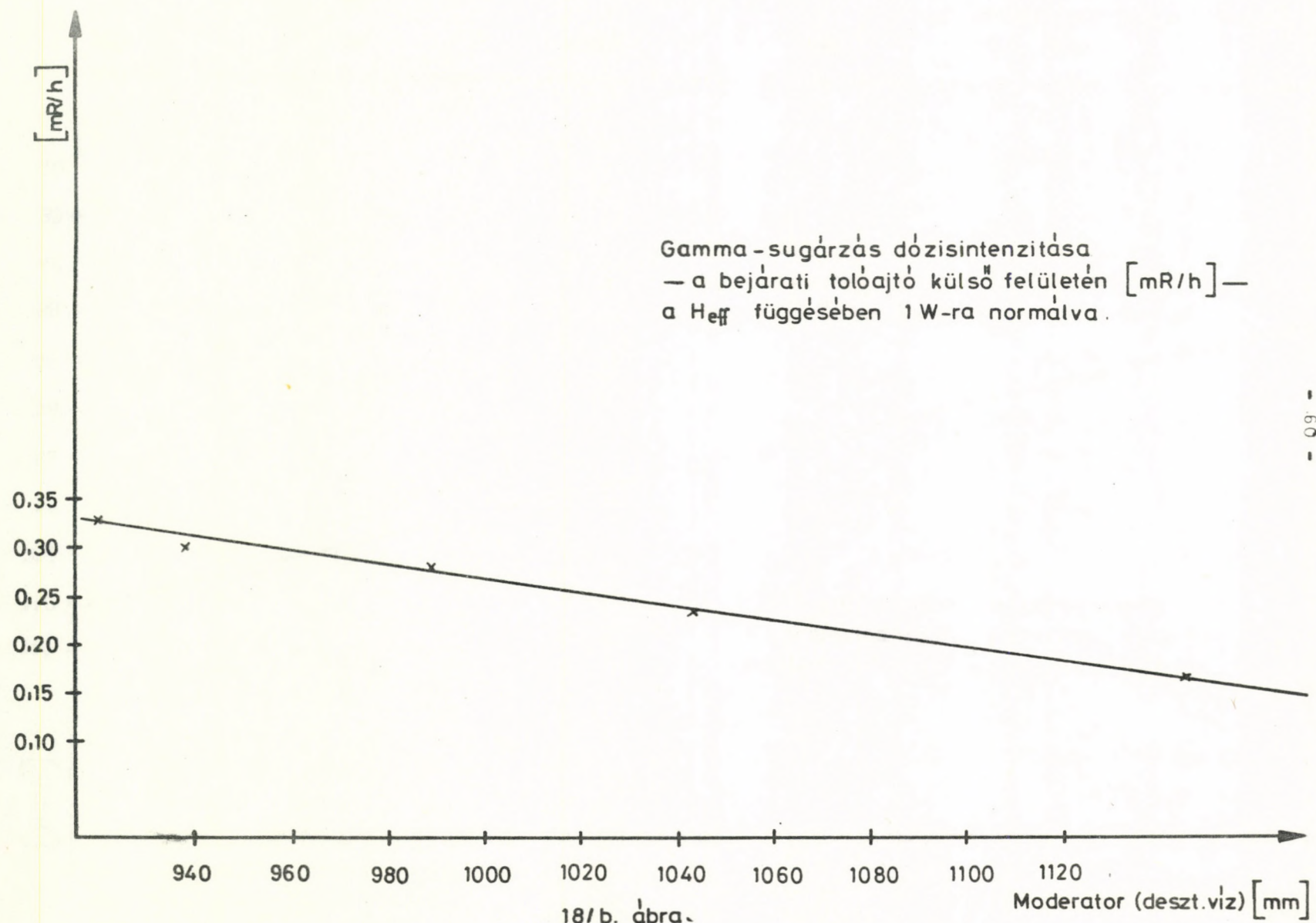


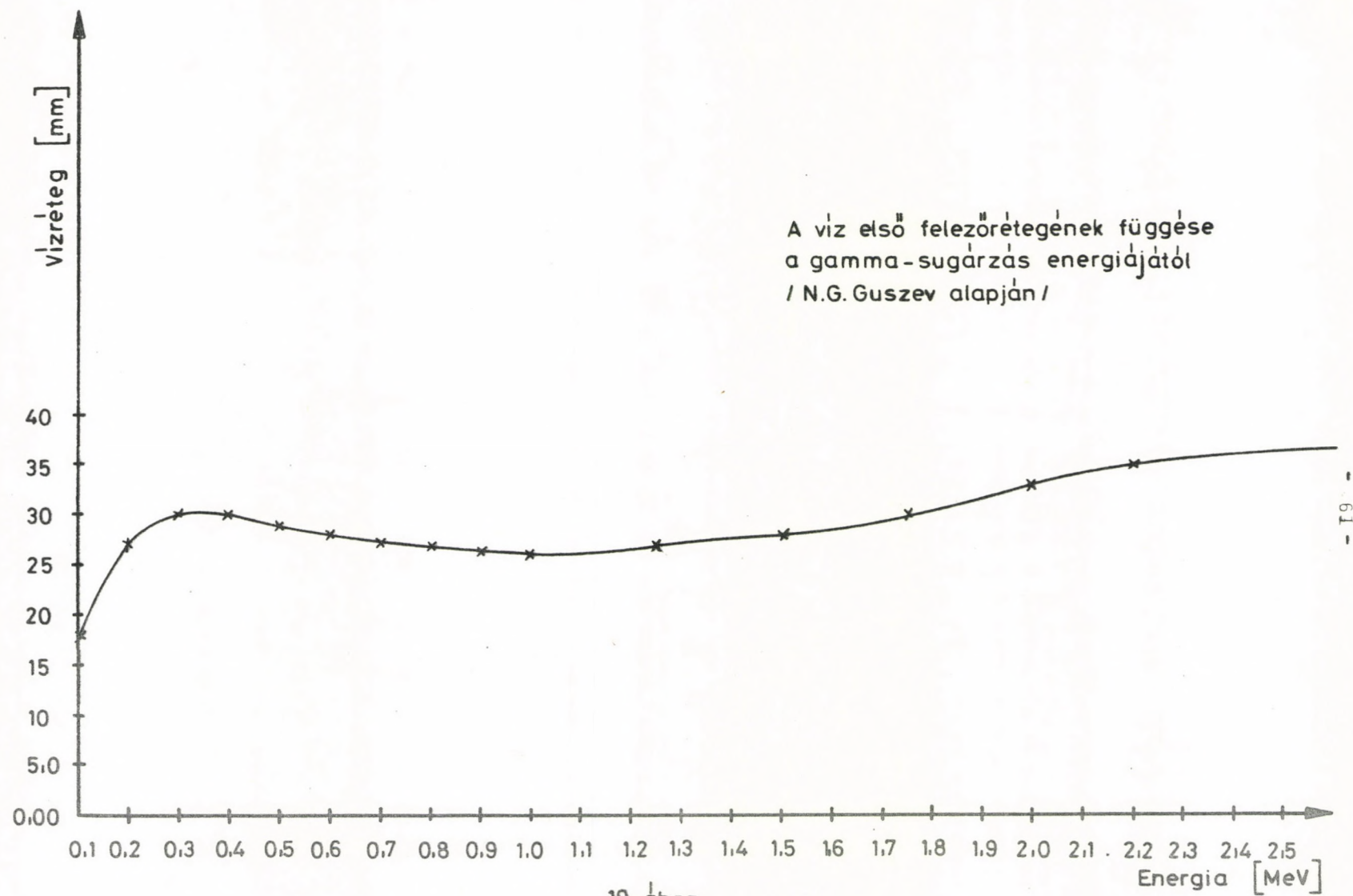


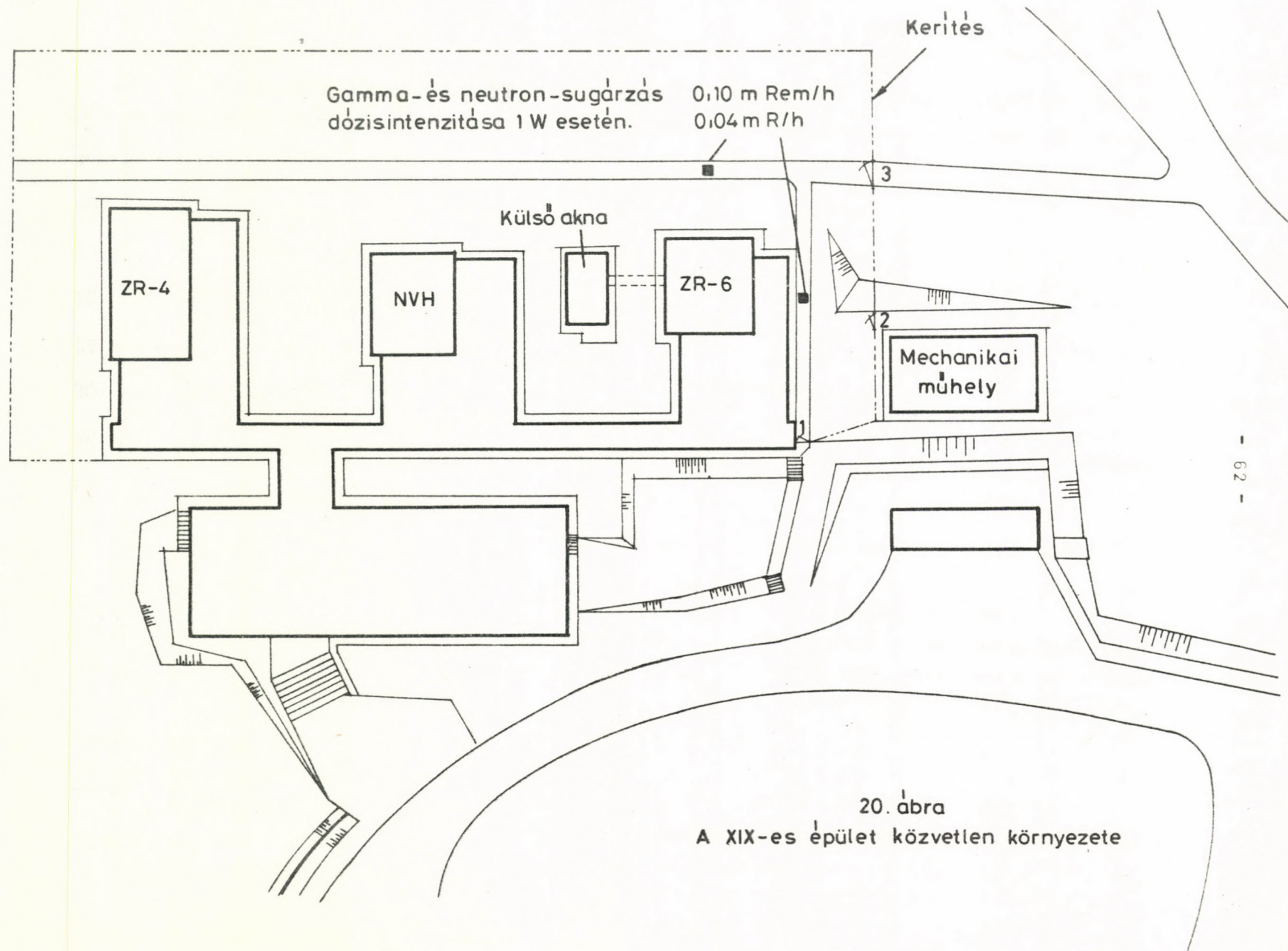
17. ábra.

A hurok UO_2 tablettáiból kidiffundáló
hasadási termékek koncentráció értékei
a ZR-6 leállása után.

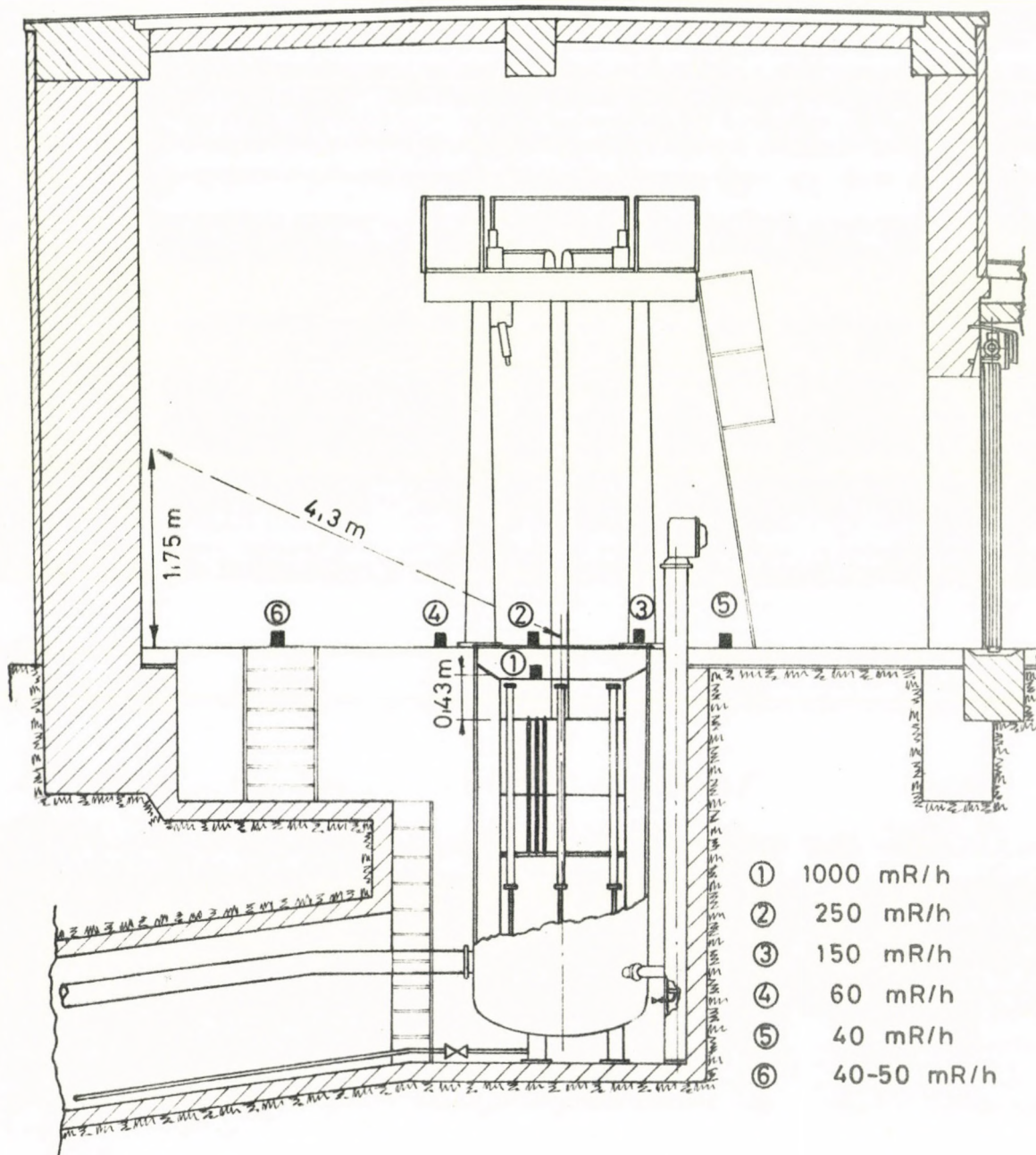






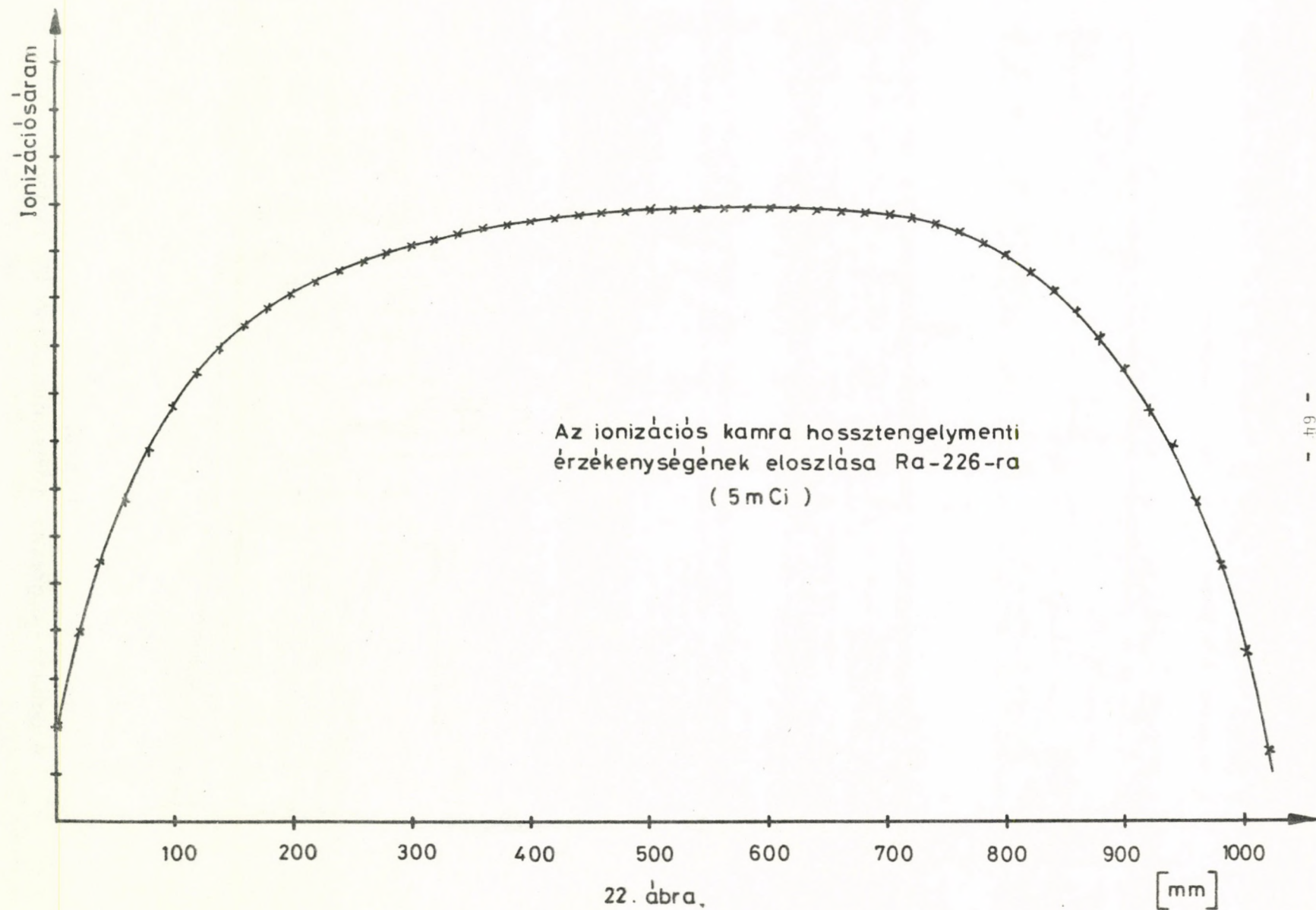


ZR-6 csarnok az aknával, az aknában lévő zónatartály,
a benne elhelyezett aktív zóna és a 2, 3, 4, 5, és 6 mérőpontok
a padozat síkjában; az 1-es a rácslemezen.



21. ábra.

A gamma-sugárzás dózisintenzitása 1 W. esetén





62600



Kiadja a Központi Fizikai Kutató Intézet
Felelős kiadó: Gyimesi Zoltán
Szakmai lektor: Bod László
Példányszám: 60 Törzsszám: 1978-927
Készült a KFKI sokszorosító üzemében
Budapest, 1978. október hó